



JAEA-Review

2006-034



JP0650719

## 平成17年度 放射線管理部年報

Annual Report on the Present State and Activities of  
the Radiation Protection Department, Nuclear Fuel  
Cycle Engineering Laboratories in Fiscal 2005

放射線管理部

Radiation Protection Department

東海研究開発センター  
核燃料サイクル工学研究所

Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories  
Tokai Research and Development Center

JAEA-Review

December 2006

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。  
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。  
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp/index.shtml>)  
より発信されています。このほか財団法人原子力弘済会資料センター\*では実費による複写頒布を行つ  
ております。

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4  
日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課  
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920

\* 〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4 日本原子力研究開発機構内

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency  
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to  
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,  
Japan Atomic Energy Agency  
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan  
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5901

# 平成 17 年度 放射線管理部年報

日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター  
核燃料サイクル工学研究所  
放射線管理部

(2006 年 10 月 16 日受理)

本報告書は、平成 17 年度に核燃料サイクル工学研究所放射線管理部\*が実施した施設の放射線管理及び個人被ばく管理、放出管理及び環境放射線の監視、放射線管理用機器等の保守管理、安全研究及び技術支援等の業務について取りまとめたものである。

核燃料サイクル工学研究所には再処理施設、核燃料物質使用施設及び放射性同位元素使用施設があり、これらの施設における放射線業務従事者等の放射線安全、作業環境の放射線状況の監視及び放射線作業の管理などの放射線管理を行うとともに、放射線業務従事者の個人線量の測定を行った。

また、核燃料サイクル工学研究所周辺の公衆の放射線安全のために、再処理施設等から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の濃度及び放出量の測定管理を行うとともに、核燃料サイクル工学研究所周辺の陸域及び海域の環境放射線の監視を行った。

施設の放射線管理及び環境監視に使用する放射線測定器については、定期的な点検・校正を行うとともに、故障時の迅速な復旧を図り、施設の放射線安全の確保に努めた。また、校正用線源等については国家標準とのトレーサビリティの維持管理を行った。

平成 17 年度においては、放射線業務従事者の年実効線量は個人最大で 8.0mSv、平均 0.1mSv であった。再処理施設から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物に起因する施設周辺の公衆の年実効線量は  $4.3 \times 10^{-4}$ mSv であった。この結果、保安規定等に定められている基準を超える事例は無かった。環境監視の結果については、通常の変動範囲内であった。

放射線防護に関連する安全研究及び技術開発及びそれらの成果の公表にも積極的に取り組んだ。

また、品質保証活動に関しては、平成 16 年度からの保安規定に基づく品質保証活動の運用開始に伴い、品質保証計画書等の改訂への支援・整備を行うとともに、品質保証関係に係る保安検査、各種監査等の対応を実施した。

---

核燃料サイクル工学研究所：〒319-1194 茨城県那珂郡東海村村松 4-33

\* 平成 17 年 10 月に核燃料サイクル開発機構と日本原子力研究所が統合され、日本原子力研究開発機構が発足した。これに伴い、核燃料サイクル開発機構東海事業所放射線安全部の業務は、日本原子力研究開発機構東海研究開発センター核燃料サイクル工学研究所放射線管理部に承継された。

# Annual Report on the Present State and Activities of the Radiation Protection Department, Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories in Fiscal 2005

Radiation Protection Department

Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories  
Tokai Research and Development Center  
Japan Atomic Energy Agency  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received October 16,2006)

This annual report summarizes the activities on radiation control in the nuclear fuel cycle facilities, such as personnel monitoring, monitoring of gaseous and liquid waste effluents, environmental monitoring, maintenance of radiation monitoring instruments, safety research, and technical support which were undertaken by the Radiation Protection Department at Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories\* in fiscal 2005.

In the Laboratories, the Tokai Reprocessing Plant (TRP), MOX fuel fabrication facilities, the Chemical Processing Facility (CPF), and various other radioisotopes and uranium research laboratories have been operated.

The Radiation Protection Department is responsible for the radiation control in and around these radiation facilities, including personnel monitoring, workplace monitoring, consultation on radiological work planning and evaluation, monitoring of gaseous and liquid waste effluents, environmental monitoring, radiological standards, quality management, and safety research.

In fiscal 2005, the results of radiological monitoring showed the situation to be normal, and no radiological incident or accident occurred. The maximum annual effective dose to radiation workers was 8.0 mSv and the mean annual effective dose was 0.1 mSv. Individual doses were kept within the annual dose limit specified in the safety regulations. The estimated effective dose caused by gaseous and liquid effluents from the TRP to imaginary members of the public around the Laboratories was  $4.3 \times 10^{-4}$  mSv. The environmental monitoring and effluent control were performed appropriately in compliance with safety regulation and standards.

As for the quality management activities, the inspection by the government, the audit, and the maintenance to revise the documents were performed in accordance with the quality management system which had been introduced to safety regulation since fiscal 2004.

**Keywords :** Radiation Control, Personnel Monitoring, Environmental Monitoring,  
Effluents Monitoring, Radiation Instruments, Calibration, Safety Research,  
Quality Management.

---

\* JNC and JAERI were unified in October, 2005 and Japan Atomic Energy Agency (JAEA) was inaugurated. Therefore the business of the Radiation Protection Division of Tokai Works, JNC was inherited by the Radiation Protection Department of Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, JAEA.

# 目 次

1.	はじめに .....	1
2.	放射線管理部の組織及び業務.....	2
3.	施設放射線管理 .....	6
3.1	核燃料サイクル工学研究所における放射線管理の概要 .....	6
3.2	再処理施設の放射線管理状況 .....	8
3.2.1	作業環境の放射線監視結果 .....	8
3.2.2	特殊放射線作業等の実施状況及び被ばく管理状況 .....	9
3.2.3	核燃料物質等及び物品等の搬出状況 .....	13
3.2.4	管理区域等の設定・解除 .....	16
3.2.5	再処理施設第 18 回施設定期検査 .....	16
3.2.6	再処理施設保安検査 .....	16
3.3	核燃料物質使用施設等の放射線管理状況 .....	17
3.3.1	作業環境の放射線監視結果 .....	17
3.3.2	特殊放射線作業等の実施状況及び被ばく管理状況 .....	18
3.3.3	核燃料物質等及び物品等の搬出状況 .....	21
3.3.4	管理区域等の設定・解除 .....	22
3.3.5	使用施設保安検査 .....	22
4.	個人被ばく管理 .....	23
4.1	核燃料サイクル工学研究所の個人被ばく状況 .....	23
4.2	外部被ばく管理状況 .....	24
4.2.1	実効線量 .....	24
4.2.2	等価線量 .....	25
4.2.3	$\beta$ 線、 $\gamma$ 線用 TLD 指リングの変更 .....	26
4.3	内部被ばく管理状況 .....	28
4.4	一時立入者の線量測定状況 .....	29
4.5	マスクフィットネス試験 .....	30
5.	放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出管理 .....	31
5.1	放射性気体廃棄物の放出状況 .....	31
5.1.1	再処理施設 .....	31
5.1.2	使用施設等 .....	33
5.2	放射性液体廃棄物の放出状況 .....	35

5.2.1 再処理施設 .....	35
5.2.2 第1排水溝 .....	36
5.2.3 第2排水溝 .....	37
 6. 環境放射線監視 .....	38
6.1 環境放射線モニタリング .....	38
6.1.1 陸上環境モニタリング .....	38
6.1.2 海洋環境モニタリング .....	40
6.2 気象観測 .....	42
6.3 環境線量評価 .....	45
6.3.1 線量算出方法 .....	45
6.3.2 被ばく評価経路 .....	45
6.3.3 線量算出結果 .....	46
 7. 放射線・放射能標準の維持・管理 .....	48
7.1 トレーサビリティ .....	48
7.2 照射設備・線源 .....	48
7.2.1 照射設備 .....	48
7.2.2 線源 .....	49
7.3 基準測定器等 .....	49
7.4 RI 線源等使用記録、官庁検査対応 .....	50
7.5 付帯設備等・その他 .....	50
 8. 主要な設備機器の整備、維持管理 .....	54
8.1 新規設備の開発・設置 .....	54
8.1.1 緊急時環境モニタリング機材等の整備 .....	54
8.2 放射線管理用機器の保守校正 .....	56
8.2.1 臨界警報装置を除く放射線管理用機器の定期点検状況 .....	57
8.2.2 臨界警報装置の検査状況 .....	58
8.2.3 主な予防保全 .....	58
8.2.4 再処理施設における放射線管理用機器に係る施設定期検査対応状況 ..	59
 9. 安全研究等の計画的推進 .....	60
9.1 安全研究の推進 .....	60
9.2 安全研究等の実施 .....	62
9.2.1 個人被ばく線量測定・評価技術の高度化研究 .....	63
9.2.2 放射線モニタリング技術の高度化研究 .....	67
9.2.3 環境影響評価手法の研究 .....	80

9.2.4 先行基礎工学研究 .....	88
9.2.5 安全工学研究 .....	91
9.3 外部発表状況 .....	92
10. 技術支援、国際協力 .....	93
10.1 技術支援 .....	93
10.1.1 日本原燃への協力協定に基づく技術支援 .....	93
10.1.2 核物質管理センターへの協力協定に基づく技術支援 .....	94
10.1.3 自治体等への協力 .....	95
10.2 受託調査 .....	96
10.3 国際協力 .....	97
10.3.1 IAEA-EMRAS モデル予測手法の検討 .....	97
10.3.2 海外からの研修生の受け入れ .....	97
11. 放射線監視情報の公開状況 .....	98
11.1 環境放射線モニタリング情報 .....	98
12. 品質保証活動 .....	99
12.1 マネジメントシステム推進委員会 .....	99
12.2 技術・技能認定制度 .....	110
13. 二法人統合に向けた情報交換 .....	111
14. おわりに .....	113
付録 .....	115
付録 1 図表 .....	117
付録 2 外部発表、特許出願、受賞状況 .....	127
付録 3 用語集 .....	137

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Organization and Business of Radiation Control Part .....	2
3. Institution Radiation Control .....	6
3.1 Outline of Radiation Control in Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories .....	6
3.2 Radiation Control Situation of Reprocessing Facility .....	8
3.2.1 Radiation Surveillance Result of Work Environment .....	8
3.2.2 Enforcement Situation and Contamination Management Situations, Such as Special Radiation Work .....	9
3.2.3 Taking-Out Situations, Such as Goods, Such as Nuclear Fuel Material .....	13
3.2.4 Setup and Release of Controlled Area .....	16
3.2.5 18th Time Periodic Inspection of Reprocessing Facility .....	16
3.2.6 Reprocessing Facility Security Inspection .....	16
3.3 Radiation Control Situations, Such as Nuclear Fuel Material Use Institution .....	17
3.3.1 Radiation Surveillance Result of Work Environment .....	17
3.3.2 Enforcement Situation and Contamination Management Situations, Such as Special Radiation Work .....	18
3.3.3 Taking-Out Situations, Such as Goods, Such as Nuclear Fuel Material .....	21
3.3.4 Setup and Release of Controlled Area .....	22
3.3.5 Nuclear Fuel Material Use Institution Security Inspection .....	22
4. Personal Radiation Monitoring .....	23
4.1 Results of Personal Radiation Monitoring at Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories .....	23
4.2 External exposure .....	24
4.2.1 Effective Dose .....	24
4.2.2 Equivalent Dose .....	25
4.2.3 Change of beta ray and gamma ray TLD finger ring .....	26
4.3 Internal exposure .....	28
4.4 Monitoring of Visitors .....	29
4.5 Mask Fitness Examination .....	30

5.	Discharge Management of Radioactive Gaseous Waste and Radioactive Radioactive Liquid Waste .....	31
5.1	Discharge Situation of Radioactive Gaseous Waste .....	31
5.1.1	Reprocessing Facility .....	31
5.1.2	Nuclear Fuel Material Use Institution .....	33
5.2	Discharge Situation of Radioactive Radioactive Liquid Waste .....	35
5.2.1	Reprocessing Facility .....	35
5.2.2	The 1st drain .....	36
5.2.3	The 2nd drain .....	37
6.	Environmental Radiation Surveillance .....	38
6.1	Environmental Radiation Monitoring .....	38
6.1.1	Land Environmental Monitoring .....	38
6.1.2	Marine Environment Monitoring .....	40
6.2	Weather Survey .....	42
6.3	Environmental Dose Evaluation .....	45
6.3.1	Dose Calculation Method .....	45
6.3.2	Dosemetry Evaluation Course .....	45
6.3.3	Dose Calculation Result.....	46
7.	Radiological Standards .....	48
7.1	Traceability .....	48
7.2	Irradiation Apparatuses and Calibration Sources .....	48
7.2.1	Irradiation Apparatuses .....	48
7.2.2	Calibration Sources .....	49
7.3	Reference Measuring Instrument .....	49
7.4	Source Records and Government Office Inspection Situation.....	50
7.5	Peripheral equipment .....	50
8.	Maintenance of Main Equipment Apparatus, Management .....	54
8.1	Development and Installation of New Equipmen .....	54
8.1.1	Management of Emergency Environmental Monitoring Equipments .....	54
8.2	Maintenance Proofreading of Apparatus for Radiation Control .....	56
8.2.1	Scheduled Inspection Situation of Apparatus for Radiation Control except Criticality Alarm Equipment .....	57
8.2.2	Inspection Situation of Criticality Alarm Equipment .....	58
8.2.3	Main Preventive Maintenance .....	58
8.2.4	Situation corresponding to Periodic Inspection Concerning Apparatus for Radiation Control in Reprocessing Facility .....	59

9. Planned Promotion of Safe Research .....	60
9.1 Promotion of safe research .....	60
9.2 Implementation of safe research. ....	62
9.2.1 Highly advanced research of Personal Radiation Monitoring and Evaluation technology .....	63
9.2.2 Highly advanced research of radiation monitoring technology ....	67
9.2.3 Research of the environmental impact evaluation technique .....	80
9.2.4 Precedence basic engineering research .....	88
9.2.5 Safety engineering research .....	91
9.3 External Announcement Situation.....	92
10. Technical Assistance, International Cooperation .....	93
10.1 Technical Assistance .....	93
10.1.1 Technical Assistance Based on Cooperation Agreement to JNFL( Japanese Nuclear Fuel Limited).....	93
10.1.2 Technical Assistance Based on Cooperation Agreement with Nuclear Material Control Center .....	94
10.1.3 Cooperation to Prefecture .....	95
10.2 Entrusted investigation .....	96
10.3 International Cooperation .....	97
10.3.1 Research of the IAEA-EMRAS model prediction technique .....	97
10.3.2 Acceptance of the trainee from overseas .....	97
11. Open Situation of Radiation Surveillance Information .....	98
11.1 Environmental Radiation Monitoring Information .....	98
12. Guarantee of Quality Activities .....	99
12.1 The Management System Management Promotion Committee .....	99
12.2 Technology and Skill Authorization System.....	110
13. Information exchange towards two corporation integration .....	111
14. Conclusion .....	113
Appendix .....	115
Appendix 1 Chart .....	117
Appendix 2 External Presentations,Patent,Award .....	127
Appendix 3 Glossary .....	137

## 1. はじめに

核燃料サイクル工学研究所放射線管理部における業務の目標は、施設周辺の住民および放射線業務従事者等の放射線安全を確保し、施設の安定的な運転、研究開発の推進に寄与することである。

核燃料サイクル工学研究所におけるプルトニウムの取り扱いは、昭和 41 年、原子燃料公社時代にプルトニウム燃料第一開発室（当時第一開発室）に米国から約 260 g のプルトニウムを受け入れたときから始まった。昭和 47 年にはプルトニウム燃料第二開発室において高速実験炉「常陽」用燃料の製造を開始し、平成元年からはプルトニウム燃料第三開発室等において高速増殖原型炉「もんじゅ」用燃料の製造を開始した。また、昭和 52 年には 0.7 t／日の処理能力を持つわが国初の再処理工場が運転を開始し、平成 17 年 3 月までに合計 1,116 t の主に軽水炉使用済み燃料を処理してきた。このほかにも同研究所にはこれらの施設に付随する多くの核燃料物質の取扱い施設が存在する。これらの施設における放射線管理の特徴は、 $\alpha$  線、 $\beta$  線、 $\gamma$  線および中性子線が混在する作業環境の放射線管理、内部被ばく及び外部被ばくの管理、再処理施設に起因する核分裂生成物等に関する環境放射線監視等である。長年にわたるこれらの放射線管理の経験は、要領書や手順書に集約され、最近では保安規定等に取り入れられた品質マネジメントシステムによって体系的に運用されレビューが行われている。

平成 17 年度の放射線管理部における重要な課題は、

- ① 再処理工場や核燃料物質取扱い施設及び周辺環境等における確実な放射線管理の実施
- ② 放射線防護に係る技術の開発及び高度化
- ③ 放射線防護の専門性を活かした外部機関等への支援・協力（日本原燃への技術支援、緊急被ばく医療に係る関係機関との連絡等）

であり、これらの課題について的確に対応することができた。

なお、平成 17 年 10 月に核燃料サイクル開発機構と日本原子力研究所が統合され、日本原子力研究開発機構が発足した。これに伴い、核燃料サイクル開発機構東海事業所放射線安全部の業務は、日本原子力研究開発機構東海研究開発センター核燃料サイクル工学研究所放射線管理部に承継された。

本報告書は平成 17 年度の放射線管理部における業務の実施状況をとりまとめたものである。関係各位からのご意見や評価をお寄せいただければ幸いである。

## 2. 放射線管理部の組織及び業務

放射線管理部は4課で構成され、施設内外における放射線管理及び安全研究に関する業務を行っている。

図2.1及び図2.2に組織の概略を、図2.3及び図2.4に放射線管理部における組織体制を示す。

線量計測課は、放射線管理部の筆頭課として放射線管理部の業務取りまとめを行うとともに、部の品質保証等に係る業務、放射線業務従事者の線量評価、放射線・放射能標準の維持・管理、放射線測定器の管理を行っている。

環境監視課は、核燃料サイクル工学研究所敷地周辺の環境放射線監視を行うとともに、各施設に係る放射性液体廃棄物の海洋への放出監視を行っている。

放射線管理第1課は、使用施設に係る施設放射線管理及び放射性気体廃棄物の放出監視を行っている。

放射線管理第2課は、再処理施設に係る施設放射線管理及び放射性気体廃棄物の放出監視の業務を行っている。

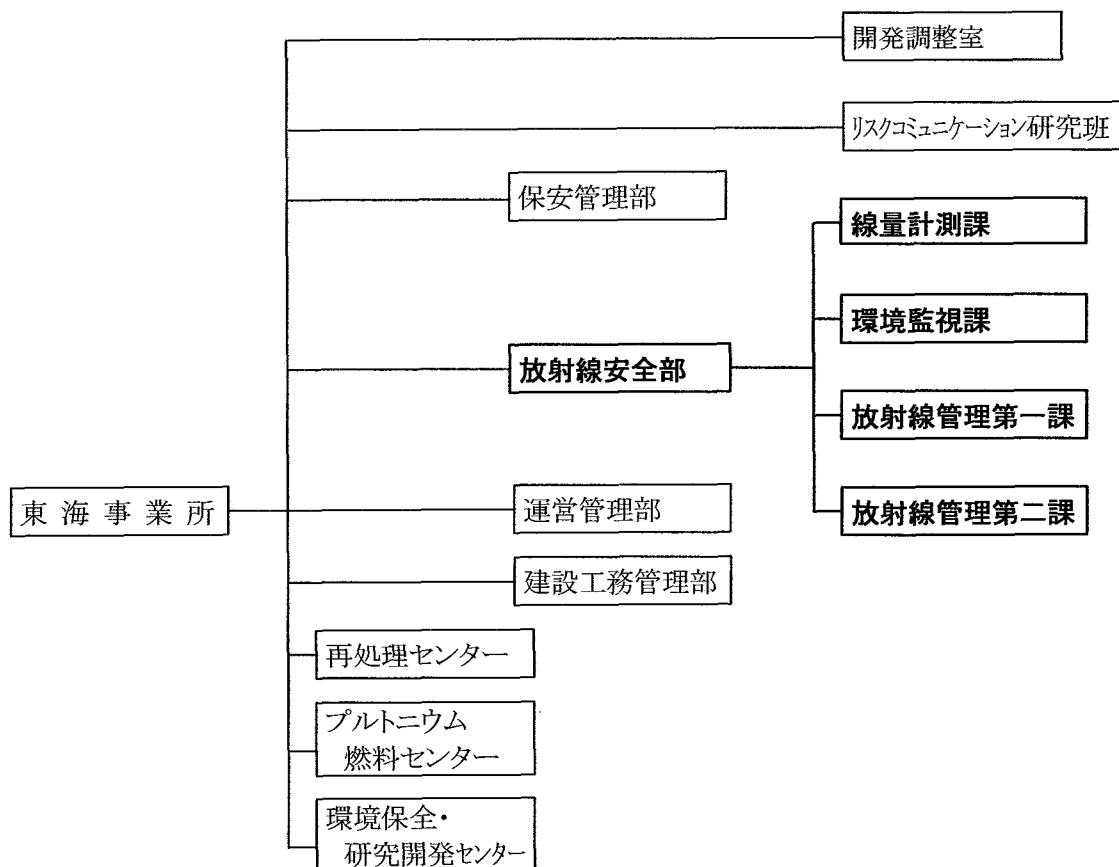


図2.1 旧核燃料サイクル開発機構東海事業所における放射線安全部に係る組織概略  
(平成17年9月まで)

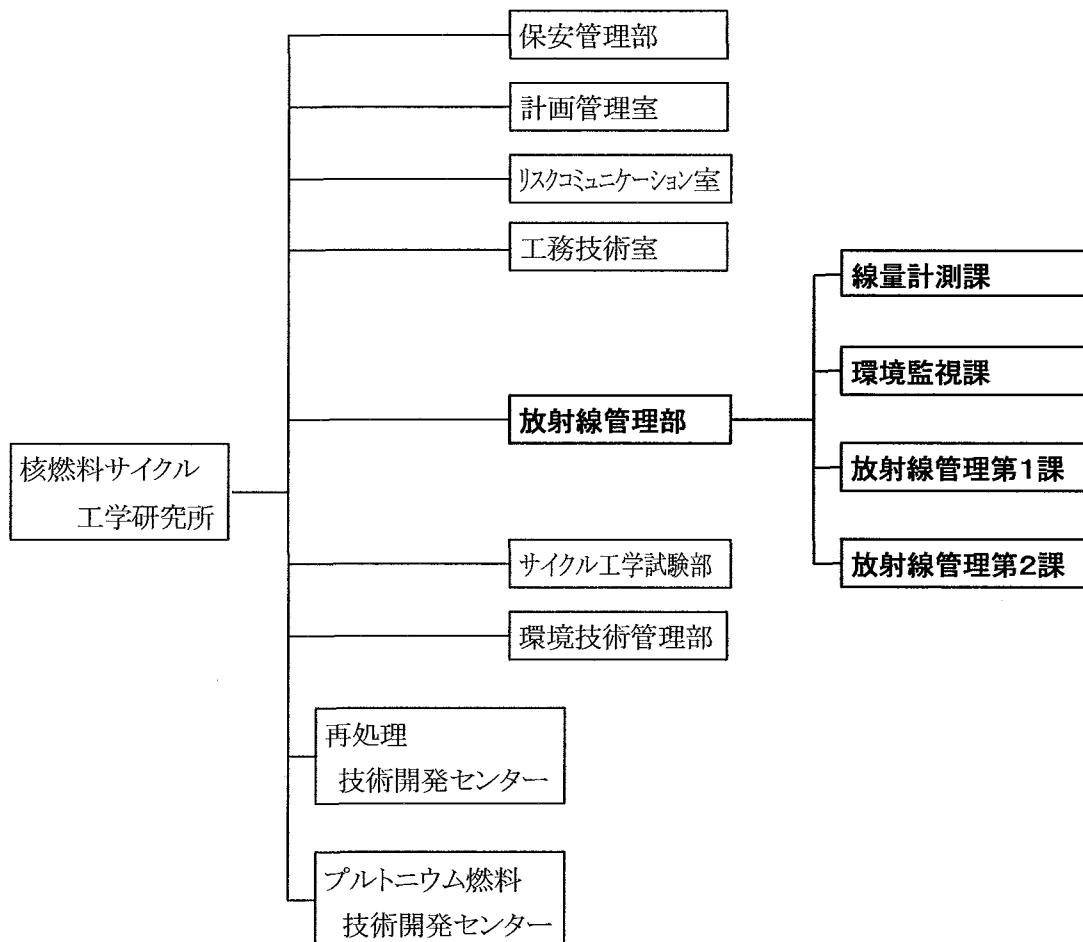


図 2.2 核燃料サイクル工学研究所における放射線管理部に係る組織概略

(平成 17 年 10 月から)

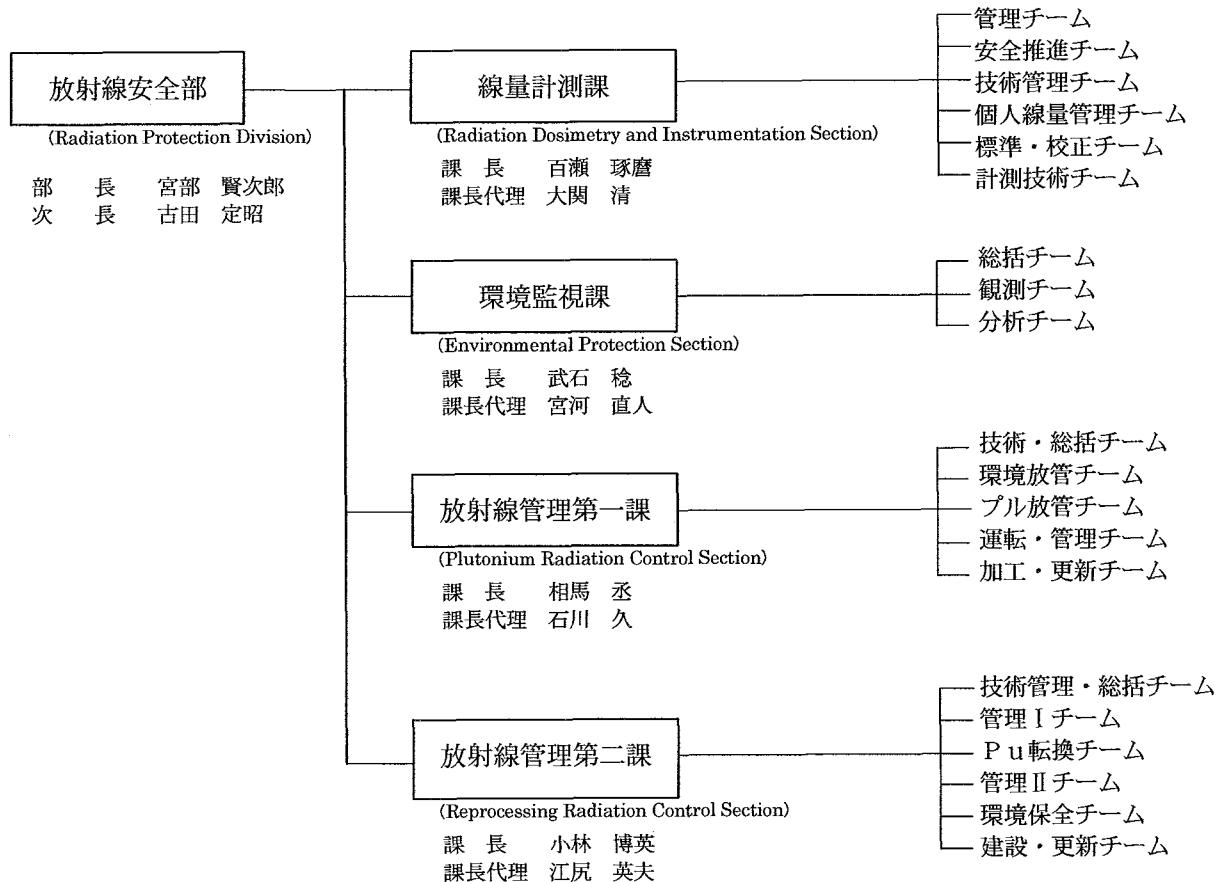
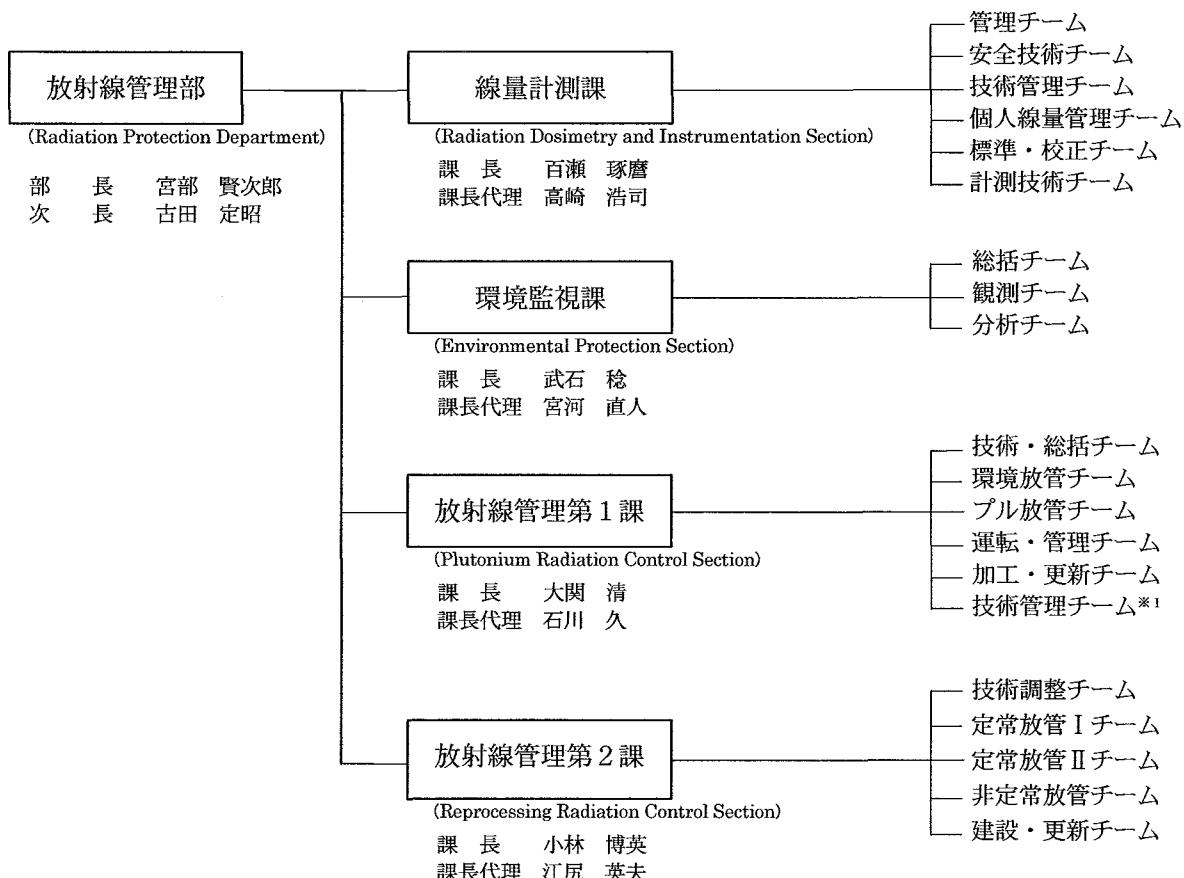


図 2.3 平成 17 年 9 月までの放射線安全部における組織体制



※1 : H18年1月1日より

図 2.4 平成 17 年 10 月からの放射線管理部における組織体制

### 3. 施設放射線管理

#### 3.1 核燃料サイクル工学研究所における放射線管理の概要

核燃料サイクル工学研究所には、原子炉等規制法が適用されるプルトニウム燃料開発施設などの核燃料物質使用施設及び再処理施設が設置されている。また、放射線障害防止法が適用される放射性同位元素や放射線発生装置を取り扱っている施設が設置されている。

プルトニウム燃料開発施設では、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（MOX 燃料）の製造及び研究開発が行われており、特にプルトニウムの取扱いに係る放射線管理では、プルトニウムの封じ込めや汚染管理による内部被ばくの防止、Pu 同位体からの自発核分裂や ( $\alpha$ 、n) 反応による中性子線及び  $^{241}\text{Pu}$  の放射性子孫核種である  $^{241}\text{Am}$  からの低エネルギー $\gamma$ 線による外部被ばくに着目し、低減を図っている。

再処理施設においては使用済燃料の処理及びプルトニウムとウランの混合転換処理等が行われることから、プルトニウムの取扱いに係る放射線管理に加えて核分裂生成物（FP）からの $\beta$ 線及び $\gamma$ 線による外部被ばくの低減を図っている。

核燃料サイクル工学研究所の核燃料取扱施設に係る放射線管理の特徴を表 3.1 に、また主要施設における放射線管理設備等を表 3.2 に示す。

表 3.1 核燃料取扱施設の放射線管理の特徴

	主な核種	特　　徴
プルトニウム 燃料施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 被ばく管理 :</li> <li><math>^{234}\text{U}</math>、 <math>^{235}\text{U}</math>、 <math>^{236}\text{U}</math>、 <math>^{238}\text{U}</math></li> <li><math>^{238}\text{Pu}</math>、 <math>^{239}\text{Pu}</math>、 <math>^{240}\text{Pu}</math>、 <math>^{241}\text{Pu}</math>、</li> <li><math>^{242}\text{Pu}</math></li> <li><math>^{241}\text{Am}</math> 等</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放出管理 :</li> <li>U、 Pu</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ Pu に対する<math>\alpha</math>放射能汚染管理</li> <li>・ <math>^{241}\text{Am}</math> の<math>\gamma</math>線や Pu 取扱いによる中性子線に対する被ばく管理</li> <li>・ 吸入被ばくなどによる内部被ばく防止</li> <li>・ 臨界事故を想定した臨界警報装置の設置</li> <li>・ グローブボックス作業、負圧管理、Pu 回収設備</li> <li>・ 排気、排水管理</li> </ul>
再処理施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 被ばく管理 :</li> <li><math>^{234}\text{U}</math>、 <math>^{235}\text{U}</math>、 <math>^{236}\text{U}</math>、 <math>^{238}\text{U}</math></li> <li><math>^{238}\text{Pu}</math>、 <math>^{239}\text{Pu}</math>、 <math>^{240}\text{Pu}</math>、 <math>^{241}\text{Pu}</math>、</li> <li><math>^{242}\text{Pu}</math></li> <li><math>^{241}\text{Am}</math> 等</li> <li>FP 核種 (<math>^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}</math>、 <math>^{95}\text{Zr}/^{95}\text{Nb}</math>、 <math>^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}</math>、 <math>^{134}\text{Cs}</math>、 <math>^{137}\text{Cs}</math>、 <math>^{144}\text{Ce}/^{144}\text{Pr}</math>)</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放出管理 : (排気) <math>^3\text{H}</math>、 <math>^{14}\text{C}</math>、 <math>^{85}\text{Kr}</math>、 <math>^{129}\text{I}</math>、 <math>^{131}\text{I}</math>、 Pu 等</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ Pu に対する<math>\alpha</math>放射能汚染管理</li> <li>・ <math>^{241}\text{Am}</math> の<math>\gamma</math>線や Pu 取扱いによる中性子線に対する被ばく管理</li> <li>・ 吸入被ばくなどによる内部被ばく防止</li> <li>・ 臨界事故を想定した臨界警報装置の設置</li> <li>・ 高線量作業環境下での作業</li> <li>・ FP 核種による<math>\beta</math>線被ばく管理</li> <li>・ 工程分析試料取扱に伴う手部被ばく管理</li> <li>・ 多層コンテイメント及び区域区分管理</li> <li>・ 排気、排水管理</li> <li>・ 環境モニタリングの実施</li> </ul>

表 3.2 核燃料サイクル工学研究所における放射線管理設備  
施設規模と放射線管理

施設	管理区域面積(m <sup>2</sup> )	排気モニタ(式)		ダストモニタ(式)		エリアモニタ(式)		臨界警報装置(式)	エアスニファ	定点ポイント	
		排気筒	局所・中間	$\alpha$	$\beta$	$\gamma$	n			線量	表面
再処理技術開発センター	116,300	32	56	30	84	195	7	12	522	432	329 (注) 330
プルトニウム燃料技術開発センター	59,590	9	—	68	—	19	17	22	452	204	290
サイクル工学試験部	12,670	4	—	5	12	23	2	1	107	83	74
環境技術管理部	26,664	11	—	1	2	—	—	—	179	126	136
合 計	215,224	56	56	104	98	237	26	35	1,260	845	829

(注) 17年12月以降のポイント数

### 3.2 再処理施設の放射線管理状況

再処理施設では、平成 17 年 2 月 2 日～平成 17 年 6 月 14 日（05-1 キャンペーン）、平成 17 年 10 月 12 日～平成 17 年 12 月 13 日（05-2 キャンペーン、）及び平成 18 年 2 月 8 日～平成 18 年 3 月 31 日（06-1 キャンペーン）の 3 回の使用済燃料処理運転が行われた。なお、05-2 キャンペーンは、第 18 回施設定期検査の一環として行ったものである。各キャンペーンにおける処理量を表 3.3 に示す。

表 3.3 平成 17 年度の使用済燃料の処理運転

キャンペーン名	処理（トン）	
05 - 1 キャンペーン	BWR:14.5 PWR:12.4	合計 26.9
05 - 2 キャンペーン	BWR:13.2	合計 13.2
06 - 1 キャンペーン	PWR:14.4	合計 14.4

電力事業者から受注した使用済燃料を再処理する役務処理は、06-1 キャンペーンの 3 月 31 日の処理をもって完了した。

この施設運転状況における施設内の主な放射線管理実施結果を以下に示す。

#### 3.2.1 作業環境の放射線監視結果

作業環境の線量率、空気中放射性物質濃度及び表面密度の監視の結果、管理基準値を超えるものはなかった。

##### (1) 線量率の管理

エリアモニタによる連続監視及びサーベイメータによる測定の結果、全て管理基準値（グリーン区域：12.5  $\mu\text{Sv/h}$ 、アンバー区域：25  $\mu\text{Sv/h}$ ）\*1 未満であった。

##### (2) 空気中放射性物質濃度の管理

ダストモニタ及びエアスニファにより、1 週間の連続採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果、全て管理基準値（全  $\alpha$ 、全  $\beta$ ：一週間平均で濃度限度\*2  $\times$  1/10  $\times$  1/5）未満であった

##### (3) 表面密度の管理

スミヤ法による試料採取・測定を実施した結果、全て管理基準値（ $\alpha$ ：4  $\times$  10<sup>-2</sup> Bq/cm<sup>2</sup>、 $\beta$ ：4  $\times$  10<sup>-1</sup> Bq/cm<sup>2</sup>）未満であった。

\*1 管理区域の区分については、付録の「付録表 1 再処理施設の区域区分と線量率等」を参照。

25  $\mu\text{Sv/h}$ ：アンバー区域の域作業頻度の比較的高い所。

アンバー区域の立ち入る可能性の少ない所等についても管理基準値未満であった。

\*2 告示で定められているアルファ線を放出する物質及びアルファ線を放出しない物質の最も厳しい値

### 3.2.2 特殊放射線作業等の実施状況及び被ばく管理状況

本年度の特殊放射線作業は、合計で 250 件（特殊放射線作業の A2<sup>\*2</sup>を除く）実施された。これらの作業に対する計画の立案及び実作業での放射線防護上の指導、助言及び支援を行うとともに作業の放射線管理結果について評価した。

表 3.4、表 3.5 に課別の特殊放射線作業実施件数と集団実効線量の実績を、また図 3.1 に個人の実効線量の計画値に対する実績値を示す。

また、本年度実施された特殊放射線作業の一例として、プルトニウム転換技術開発施設 1 階主工程室で実施されたグローブボックスの改造作業における放射線管理及び作業者の被ばく低減に関する取組みについて紹介する。

表 3.4 再処理施設における特殊放射線作業実施件数と集団実効線量

(平成 17 年 4 月～平成 17 年 9 月)

(単位：人・mSv)

	課室名	S1 <sup>*2</sup>		S2 <sup>*2</sup>		A1 <sup>*2</sup>		合 計	
		件数	線量	件数	線量	件数	線量	件数	線量
技術部	管理課	0	—	0	—	0	—	0	—
	核物質管理室	0	—	0	—	0	—	0	—
	品質保証室	0	—	0	—	0	—	0	—
	技術開発課	0	—	2	0.2	1	<0.1	3	0.2
処理部	前処理課	0	—	13	1.2	0	—	13	1.2
	化学処理第一課	0	—	13	6.0	3	<0.1	16	6.0
	化学処理第二課	0	—	12	<0.1	2	<0.1	14	<0.1
	化学処理第三課	0	—	1	0.1	6	<0.1	7	0.1
	転換技術課	0	—	4	1.4	6	31.7	10	33.1
施設部	施設保全第一課	0	—	3	<0.1	2	<0.1	5	<0.1
	施設保全第二課	0	—	4	<0.1	2	0.3	6	0.3
	分析第一課	0	—	6	11.8	2	<0.1	8	11.8
	分析第二課	0	—	6	<0.1	0	—	6	<0.1
環境保全部	環境管理課	0	—	3	<0.1	2	<0.1	5	<0.1
	処理第一課	0	—	10	0.5	5	<0.1	15	0.5
	処理第二課	0	—	6	<0.1	2	<0.1	8	<0.1
	処理第三課	0	—	9	0.4	2	<0.1	11	0.4
放射線安全部	線量計測課	0	—	0	—	0	—	0	—
	放射線管理第二課	0	—	0	—	0	—	0	—
合 計		0	—	92	21.6	35	32.0	127	53.6

\*2 特殊放射線作業の区分（S1、S2、A1、A2）については、付録の「付録表 2 特殊放射線作業の区分」を参照

表 3.5 再処理施設における特殊放射線作業実施件数と集団実効線量  
(平成 17 年 10 月～平成 18 年 3 月)

(単位：人・mSv)

	課室名	S1		S2		A1		合計	
		件数	線量	件数	線量	件数	線量	件数	線量
センター	計画管理課	0	—	0	—	0	—	0	—
	品質保証課	0	—	0	—	0	—	0	—
	核物質管理課	0	—	0	—	0	—	0	—
技術開発部	技術開発課	0	—	1	<0.1	0	—	1	<0.1
	ガラス固化技術課	0	—	0	—	0	—	0	—
	ガラス固化処理課	0	—	6	1.8	1	<1.0	7	1.8
	転換技術課	0	—	0	—	13	48.3	13	48.3
処理部	前処理課	0	—	13	0.2	1	<0.1	14	0.2
	化学処理第1課	0	—	13	2.2	0	—	13	2.2
	化学処理第2課	0	—	13	0.1	0	—	13	0.1
	化学処理第3課	0	—	0	—	1	<0.1	1	<0.1
施設管理部	施設管理課	0	—	0	—	0	—	0	—
	施設保全第1課	0	—	2	1.4	5	<0.1	7	1.4
	施設保全第2課	0	—	5	0.1	2	0.1	7	0.2
	分析第1課	0	—	3	0.4	2	<0.1	5	0.4
	分析第2課	0	—	7	<0.1	0	—	7	<0.1
環境保全部	環境管理課	0	—	4	0.7	6	<0.1	10	0.7
	処理第1課	0	—	5	0.1	3	<0.1	8	0.1
	処理第2課	0	—	13	0.1	1	<0.1	14	0.1
放射線管理部	線量計測課	0	—	0	—	0	—	0	—
	放射線管理第2課	0	—	0	—	3	<0.1	3	<0.1
合 計		0	—	85	7.1	38	48.4	123	55.5

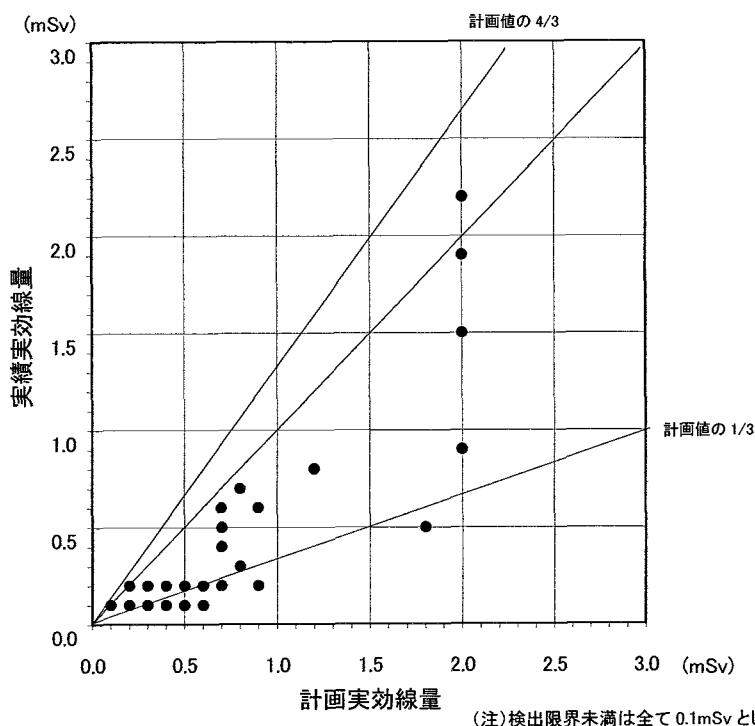


図 3.1 再処理施設特殊放射線作業における個人の実効線量の計画値に対する実績値

## (1) プルトニウム転換技術開発施設 1 階主工程室内グローブボックスの改造

プルトニウム転換技術開発施設 1 階、主工程室 A126 で、「グローブボックスの改造」作業が平成 17 年 6 月 20 日から 11 月 8 日の期間で実施された。

作業内容は、主工程室(A126)の混合液移送グローブボックス(P12B01)と混合液給液グローブボックス(P12B02)の底部を補修するために、底部汚染箇所の除染、移送配管と溶接部変色箇所の観察、グローブボックスの架台切断、底部移送配管へのあて板溶接、放射線透過写真撮影を実施した。

本作業は、4 月上旬に、A126 室内において  $\alpha$  線放出核種による空気中放射性物質濃度の微量な汚染が検出され、詳細な調査によりグローブボックスの底部配管周辺に汚染及び漏洩による変色が発見されたことに伴う改造作業である。(図 3.2、図 3.3 参照)

本作業では、グローブボックス底部へのあて板溶接作業の前段階として、P12B01 及び P12B02 グローブボックスに 2 室構造のグリーンハウスを設置し、局所排気装置による負圧管理を適切に行い、空気汚染管理及び汚染拡大防止を施して底部の除染作業を実施した。

作業区域の線量率管理は、事前に線源となる廃棄物をバックアウトにより搬出し、グローブボックス内の線量率の低減を図る等の措置を行って、作業区域および補助作業区域の線量率の低減に努めた。その結果、作業期間中の線量率は、P12B01 グローブボックス表面で  $\gamma$  線  $2.5 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、中性子線(n 線)  $10 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、(周辺:  $\gamma$  線  $6.0 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、n 線  $5.0 \mu\text{Sv}/\text{h}$ )、P12B02 グローブボックス表面で  $\gamma$  線  $20 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、n 線  $20 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、(周辺:  $\gamma$  線  $1.6 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、n 線  $8.0 \mu\text{Sv}/\text{h}$ ) 程度であった。

被ばく管理では、作業者の個人最大計画線量が実効線量及び等価線量とも  $1.8\text{mSv}$  であるため、グローブボックス表面及び周辺エリアの定期的(毎日)な線量率の測定・把握、個人線量計を用いた作業員の作業単位及び日々の被ばく線量の管理、鉛エプロンの着用及び作業時間の管理を徹底した。その結果、個人最大で実効線量及び等価線量とも  $0.6\text{mSv}$  と計画の約  $1/3$  で管理できた。



図 3.2 架台切断風景

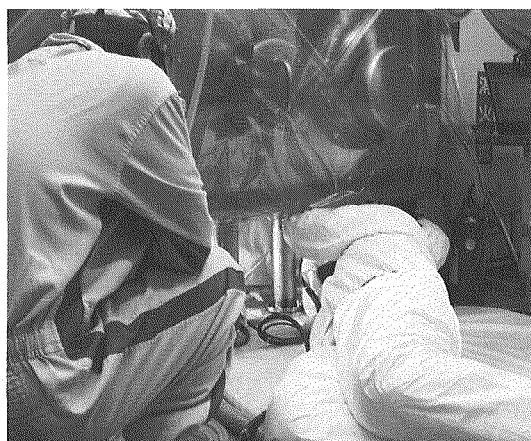


図 3.3 溶接作業風景

表面密度の管理は、グローブボックス底部に、局部的に $\alpha$ 線で $555\text{Bq}/\text{cm}^2$ 以上の高い汚染が確認されていることから、汚染拡大防止処置として、汚染部を固定・養生し、除染作業を湿式にて作業を実施するとともに、作業エリアを限定し管理を行った。その結果、作業エリアとなるグリーンハウス内は、 $\alpha : 2.1 \times 10^{-2}\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、 $\beta(\gamma)$ ：検出下限値未満のレベルで管理することができた。

空気中放射性物質濃度の管理では、表面密度から推定した作業エリアの濃度が $\alpha : 4.4 \times 10^{-7}\text{Bq}/\text{cm}^3$ であったこと、また対象核種がPuであることから、全面マスクを着用して実施したが、作業を湿式作業で行った他、日々の汚染管理及び負圧管理を確実に行なったことにより、作業中の空気中放射性物質濃度は最大で $\alpha : 1.5 \times 10^{-9}\text{Bq}/\text{cm}^3$ 、 $\beta(\gamma) : 3.3 \times 10^{-9}\text{Bq}/\text{cm}^3$ 未満となり、全面マスクの着用限度（ $\alpha : 5.6 \times 10^{-5}\text{Bq}/\text{cm}^3$ ）を十分下回る作業環境を保つことができた。

以上のことより本作業は、安全に計画通り作業を完遂することができた。これは、事前に担当課・業者・放管とによる作業方法等の綿密な打合せと、モックアップ（架台切断等）訓練を実施することにより作業性を向上し、負圧管理、汚染管理が確実に実施できたことによるものである。

### 3.2.3 核燃料物質等及び物品等の搬出状況

#### (1) 核燃料物質等

管理区域から搬出される核燃料物質又は核燃料物質で汚染された物に対し、再処理施設保安規定に基づき搬出入（運搬）に係る線量率及び表面密度の測定を行い、全て管理基準値以下であった。

搬出件数の内訳は、せん断片、放射性固体廃棄物、分析試料等の再処理施設内各建屋間（貯蔵施設等）の移動に伴うものが大半を占めている。詳細の件数内訳を図3.4に示す。また、低放射性固体廃棄物の搬出状況を図3.5に示す。

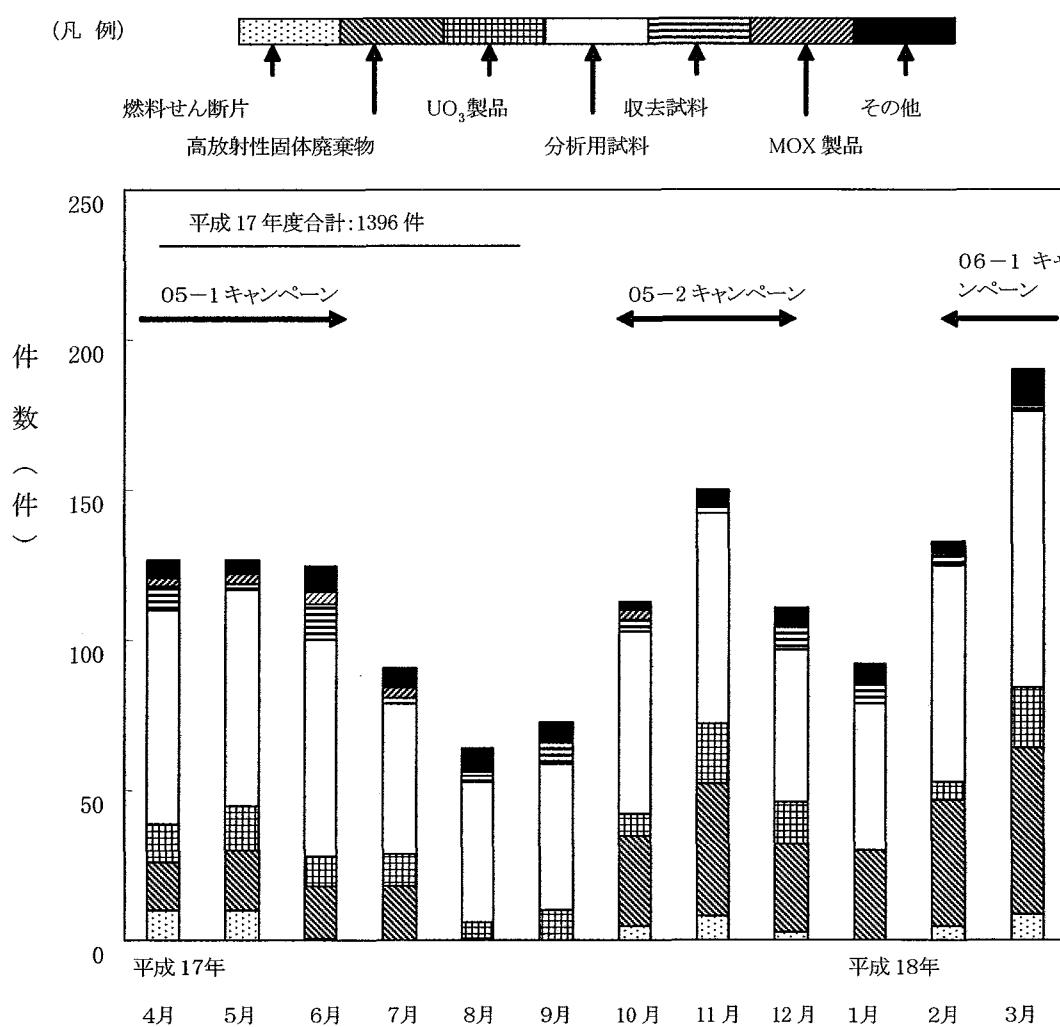


図3.4 再処理施設からの核燃料物質（低放射性固体廃棄物を除く）等の搬出状況

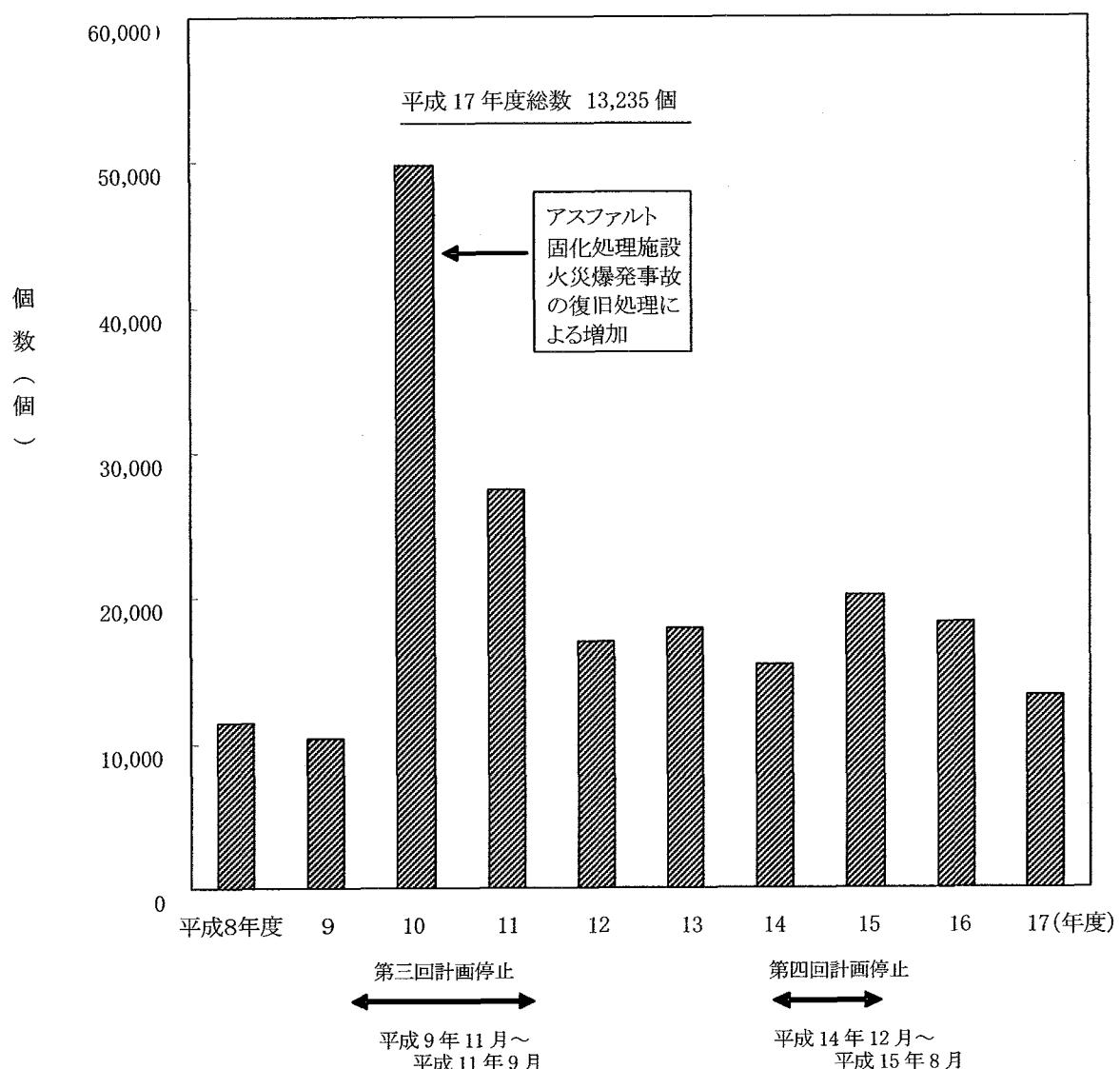


図 3.5 再処理施設での低放射性固体廃棄物の搬出状況（年度間推移）

## (2) 物品等

点検・補修・工事等に伴い、管理区域に搬入された機材・工具等に対して再処理施設保安規定（物品等の搬出）に基づき搬出時の汚染検査を行った。図 3.6 に物品の搬出状況を示す。これらの測定の結果は全て管理基準値以下であった。

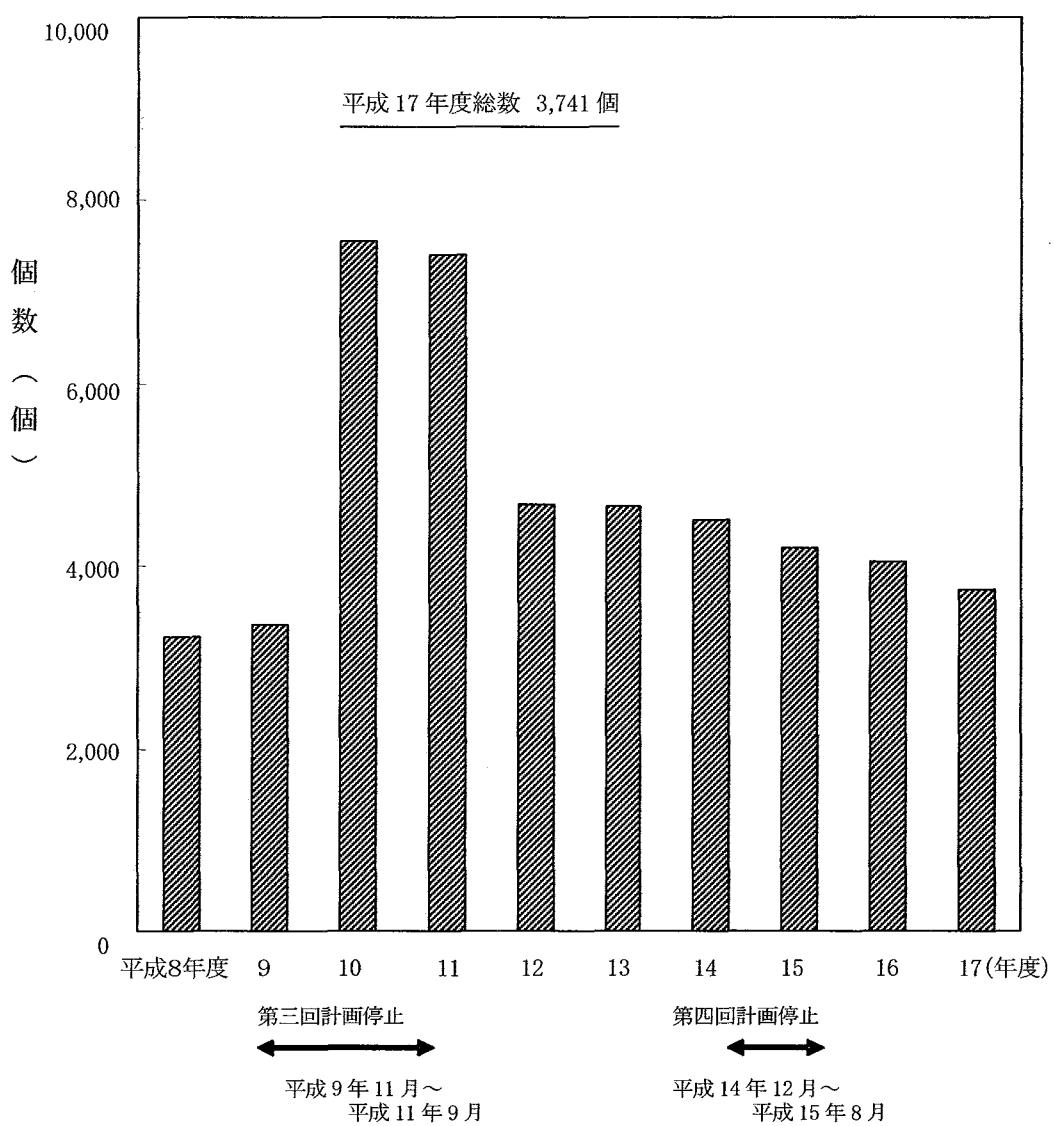


図 3.6 再処理施設での物品等搬出状況（年度間推移）

### 3.2.4 管理区域等の設定・解除

再処理施設保安規定に定める管理区域以外の場所を一時的に管理区域として指定した区域（一時管理区域）については、管理区域と同様の放射線管理（線量率、空気中放射性物質濃度及び表面密度の測定）を行った結果、全て管理基準値未満であった。

表 3.6 に一時管理区域の設定状況を示す。

表 3.6 再処理施設における一時管理区域の設定状況

適用区域	設定日	解除日	設定理由
LWTF (廊下及び配管トレーン内)	平成18年3月24日	継続	配管トレーン内既設配管と新設配管の接続

### 3.2.5 再処理施設第 18 回施設定期検査

再処理施設は平成 17 年 7 月 5 日から第 18 回施設定期検査の受検を開始し、最終検査を平成 17 年 12 月 22 日に終え、平成 18 年 1 月 13 日に合格証を受領した。この定期検査の内、放射線管理第 2 課においては、「定置式モニタ類の性能検査」及び「線量率及び空気中の放射性物質濃度の測定」に関する検査を、環境監視課においては「排水モニタリングの作動確認」に関する検査をそれぞれ原子力安全基盤機構の立会のもと受検した。

- ・「排水モニタリングの作動確認」の立会検査期間  
平成 17 年 8 月 3 日の 1 日間
- ・「定置式モニタ類の性能検査」の立会検査期間  
平成 17 年 8 月 30 日～平成 17 年 10 月 3 日までの期間中 6 日間
- ・「線量率及び空気中の放射性物質濃度の測定」の立会検査期間  
平成 17 年 10 月 28 日～平成 17 年 12 月 22 日までの期間中 6 日間

### 3.2.6 再処理施設保安検査

原子炉等規制法第 50 条の第 5 項に基づき、四半期毎に保安検査が行われた。

保安検査の結果、全検査を通して指摘事項はなかった。表 3.7 に四半期毎の保安検査実施状況を示す。

表 3.7 四半期毎の保安検査実施状況

時 期	期 間
第 1 四半期	平成17年5月23日～平成17年6月10日
第 2 四半期	平成17年8月22日～平成17年9月9日
第 3 四半期	平成17年11月21日～平成17年12月9日
第 4 四半期	平成18年2月20日～平成18年3月10日

### 3.3 核燃料物質使用施設等の放射線管理状況

プルトニウム燃料施設においては、高速増殖原型炉「もんじゅ」燃料の製造条件確認試験及び分析物性測定作業が主に行われた。また、核燃料加工施設への区分変更に係る作業として、許認可申請業務等が行われた。

高レベル放射性物質研究施設（以下「CPF」という。）においては、平成16年度に引き続き、照射済試験燃料を用いた溶解試験、直接抽出試験等の湿式再処理試験及び乾式再処理試験が行われた。

ウラン取扱施設においては、廃棄物の減容処理作業及び第2ウラン系廃棄物貯蔵施設（以下「第2UWSF」という。）への廃棄物搬出作業等が行われた。また、施設の消費電力の低減を図ることを目的とし、給排気設備の停止が計画的に行われた。

その他の使用施設等においては、研究開発及び施設・設備の維持管理等が行われた。

なお、平成17年8月1日付で、ウラン固体廃棄物の保管の取止めに伴い、第1廃棄物倉庫及びプルトニウム第三開発室ATR棟の管理区域解除が行われた。

以下に核燃料物質使用施設等における放射線管理実施結果を示す。

#### 3.3.1 作業環境の放射線監視結果

核燃料物質使用施設等の各施設に係る線量率、空気中放射性物質濃度及び表面密度について定期的に測定・評価を行った。その結果、いずれも核燃料物質使用施設保安規定、放射線障害予防規定等に定める基準値を超えることはなかった。

##### (1) 線量率の管理

エリアモニタによる連続監視及びサーベイメータによる定期定点測定の結果、全て管理基準値（CPF：（グリーン区域） $12.5 \mu\text{Sv/h}$ 、（アンバー区域） $200 \mu\text{Sv/h}$ 、CPF以外の施設： $50 \mu\text{Sv/h}$ ）未満であった。

##### (2) 空気中放射性物質濃度の管理

ダストモニタ及びエアスニファに装着したろ紙により作業環境の空気を1週間連続採取、測定・評価した結果、全て管理基準値（全 $\alpha$ 、全 $\beta$ ：一週間平均で濃度限度<sup>\*1</sup> $\times 1/10$ ）未満であった。

##### (3) 表面密度の管理

スミヤ法による定点での試料採取・測定を実施した結果、全て管理基準値（ $\alpha$ ： $4 \times 10^{-2}\text{Bq/cm}^2$ 、 $\beta$ ： $4 \times 10^{-1}\text{Bq/cm}^2$ ）未満であった。

---

<sup>\*1</sup> 告示で定められているアルファ線を放出する物質及びアルファ線を放出しない物質の最も厳しい値

### 3.3.2 特殊放射線作業等の実施状況及び被ばく管理状況

管理区域内で行われる作業は、特殊放射線作業とその他の放射線作業に区分されている。これらの放射線作業においては、作業者の被ばくの防止や低減が重要であり、放射線管理の立場から適切な被ばく管理の実施、呼吸保護具等の防護具選定に係る指導・助言、放射線モニタリング等を行った。この結果、全ての作業においては、計画線量以下に管理し、作業を終了した。特殊放射線作業等の実施件数を表 3.8 に示す。

本年度は、特殊放射線作業による集団実効線量は、最大で 1.1 人・mSv であった。また、プルトニウム燃料技術開発センターでの集団実効線量は 322.9 人・mSv であった（詳細は 4 項参照）。なお、この集団実効線量は平年レベルであり、プルトニウム燃料技術開発センターでは、その他の放射線作業（燃料製造、機器保全等）による被ばくが大半を占めている。

※) Pu-3 の集団実効線量は、解体設備におけるプラズマ切断ヒューム捕捉試験によるもの。

表 3.8 使用施設における特殊放射線作業の実施件数と集団実効線量

【単位：人・mSv】

施設名		S1		S2		A1		合計	
		件数	線量	件数	線量	件数	線量	件数	線量
サイクル工学 試験部	CPF	0	—	8	<0.1	56	<0.1	64	<0.1
環境技術管理部	G 棟	0	—	1	<0.1	/		2	<0.1
放射線管理部	校正室	0	—	1	<0.1			1	<0.1
プルトニウム燃料 技術開発センター	Pu-1	0	—	1	<0.1			1	<0.1
	Pu-2	0	—	1	<0.1			1	<0.1
	Pu-3	0	—	1	1.1*			1	1.1
合 計		0	—	14	1.1	56	<0.1	70	1.1

以下に主な特殊放射線作業の概要を示す。

(1) サイクル工学試験部関係

(a) ボールミルによる Pu 製品混合作業

CPF のグローブボックス内にて、ボールミル（粉碎機）を用いた Pu 製品（MOX 粉末）の均一化作業を平成 17 年 10 月 28 日から平成 17 年 11 月 8 日の期間で実施された。本作業は、貯蔵室内の Pu 貯蔵庫に保管されている Pu 製品（MOX 粉末）をプルトニウム燃料技術開発センターへ搬出するため、Pu 製品（MOX 粉末）の粉碎及び混合を特殊放射線作業にて実施した。（図 3.7 参照）

特殊放射線作業期間中の放射線管理状況は、MOX粉末表面(混合後)の線量率が最大で $\gamma$ 線: 2.5mSv/h、 $\beta(\gamma)$ 線: 3.0 mSv/h、n線: 0.03 mSv/h、グローブボックス表面が最大で $\gamma$ : 0.001 mSv/hであった。なお、作業区域の表面密度及び空气中放射性物質濃度は検出下限値未満であり、全て計画通りであった。

被ばく管理は、MOX粉末を取扱う作業であったため、高線量が予測されることから、熱蛍光線量計(以下、「TLD」という。)の他に、作業管理用の電子式個人線量計、指リング線量計及び腕時計型線量計を着用し管理した。また、作業中は鉛手袋を必要に応じ着用し、被ばく低減に努めた。その結果、実効線量及び等価線量(皮膚)ともに記録レベル未満であった。なお、被ばく評価は、TLD及び指リング線量計の測定値を最終評価値としている。

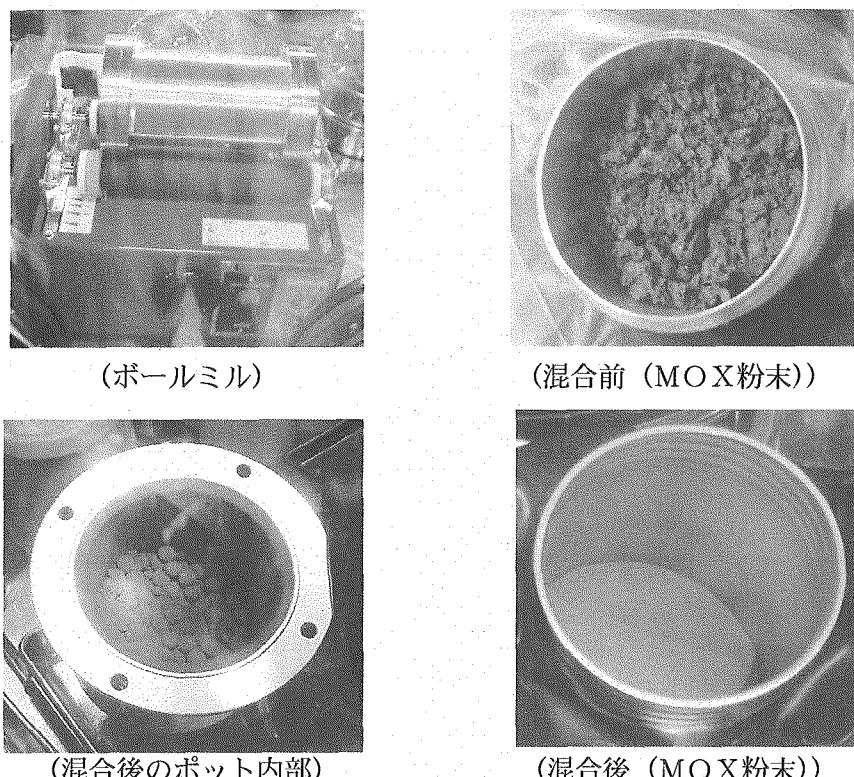


図 3.7 ボールミルによるPu製品混合作業

## (2) プルトニウム燃料技術開発センター関係

### (a) 解体設備におけるプラズマ切断ヒューム捕捉試験

プルトニウム燃料第三開発室の工程設備解体室(CU-002)解体設備にて、廃棄物残材をプラズマ溶断機で切断し、切断時に発生するヒュームを試験用グローブボックスに吸引し、高性能フィルタ通過後のガスをろ紙に吸着・捕捉するヒューム捕捉試験が平成18年2月13日から平成18年2月24日の期間で実施された。なお、本特殊放射線作業では、高線量廃棄物コンテナ内容物の分

別梱包作業も同時に実施された。（図 3.8 参照）

本特殊放射線作業では、計画段階で、前回までの設備状況及び放射線管理状況等を十分把握した上で、事前に綿密な打合せを行った。この結果、作業期間中の表面密度、線量率は計画値以内で管理することができた。また、空気中放射性物質濃度管理では、作業エリア内の濃度を連続監視する等により呼吸保護具の適正化が図られ、作業者の内部被ばく、汚染拡大を防止することができた。

被ばく管理については、本特殊放射線作業の主作業者の実効線量計画値が $2.7\text{mSv}$ 、等価線量計画値が $9.1\text{mSv}$ 、補助的な作業者の実効線量計画値及び等価線量計画値が記録レベル未満とした。主作業者の被ばくは、線量計画値以下であったが、補助的な作業者が解体エリアに入域し作業を行うという作業変更が行われたため、実効線量が $0.1\text{mSv}$ 、等価線量が $0.3\text{mSv}$ の線量計画値を若干上回る結果となった。

また、本特殊放射線作業は、エアラインスーツ作業のため多量の発汗によりカバーオールが濡れ、汚染が付着した場合、汗による $\alpha$ 線の自己吸収が考えられた。このため、サーベイメータで $\alpha$ 線が検出しにくい状況であることから、汚染検査エリアに簡易の更衣室を設営し、作業後着替えを行い乾燥後に汚染検査を実施した。この結果、適切な汚染検査ができ検出下限値未満で管理することができた。

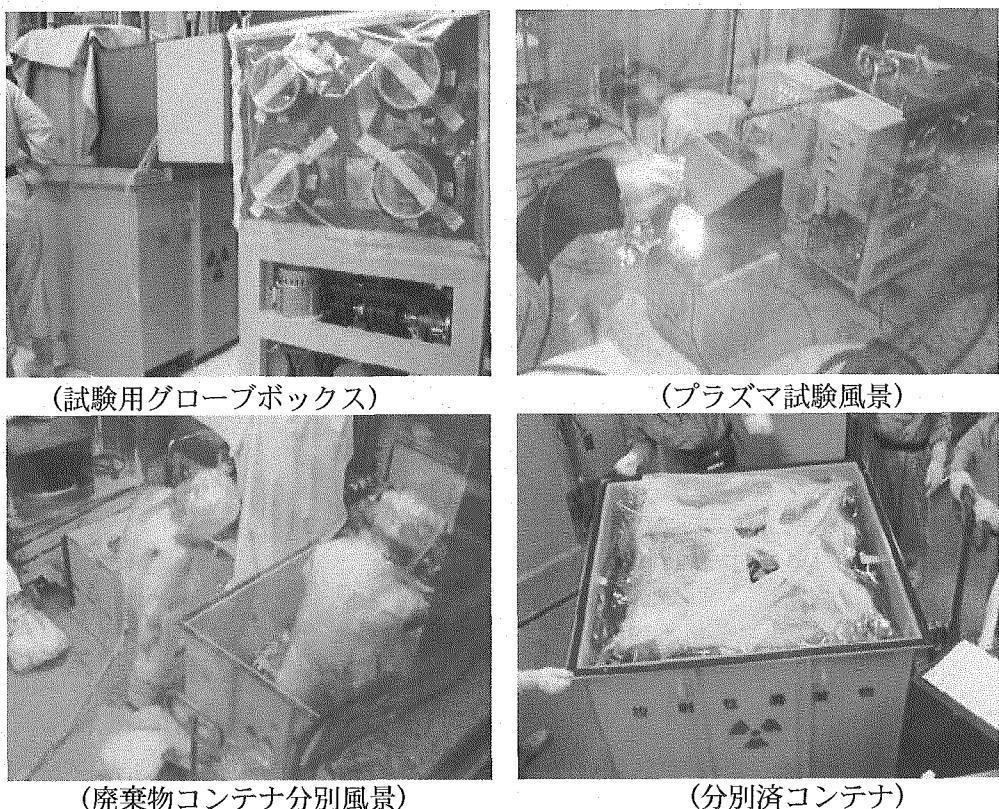


図 3.8 解体設備におけるプラズマ切断ヒューム捕捉試験

### 3.3.3 核燃料物質等及び物品等の搬出状況

#### (1) 核燃料物質等

周辺監視区域内外における核燃料物質等の搬出に伴い、保安規定に基づく、運搬物の表面密度及び運搬物、輸送車両の線量率の測定を行った。核燃料物質等の搬出件数は、894 件であり、測定の結果は全て管理基準以下であった。

図 3.9 に核燃料物質等の搬出件数の推移を示す。

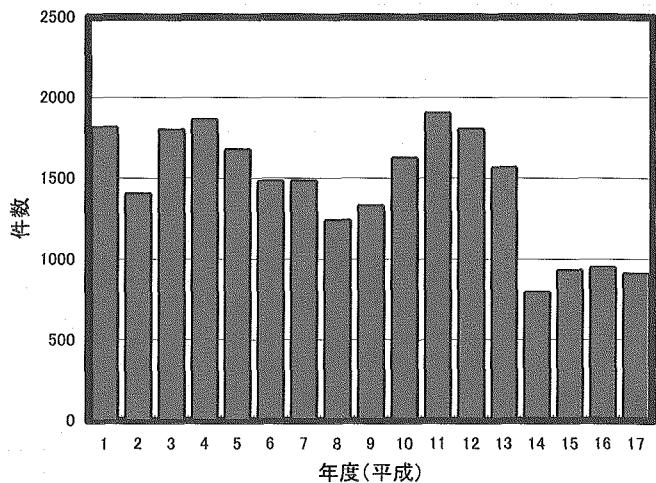


図 3.9 使用施設における核燃料物質等の搬出件数の推移

#### (2) 物品等の搬出状況

管理区域から物品を搬出する際にサーベイを実施し、核燃料物質使用施設保安規定等に基づく搬出の確認を行った。

搬出サーベイ件数は、5,889 件であり、測定の結果は全て管理基準以下であった。

図 3.10 に物品搬出件数の推移を示す。

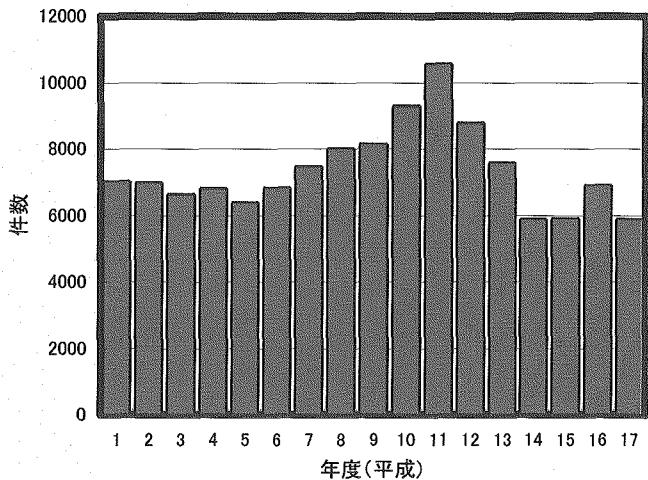


図 3.10 使用施設における物品搬出件数の推移

### 3.3.4 管理区域等の設定・解除

核燃料物質使用施設保安規定等に基づき、管理区域の解除（2件）及び一時管理区域の設定・解除（1件）に係る線量率等の測定を行った。測定の結果は全て管理基準値以下であった。なお、本年度は、管理区域の設定及び管理区域に係わる遵守事項の適用除外に係る測定等はなかった（表3.9、表3.12）。表3.10に管理区域の解除、表3.11に一時管理区域の設定及び解除を示す。

表3.9 使用施設における管理区域の設定の状況

適用施設	解除日	設定理由
無し		

表3.10 使用施設における管理区域の解除の状況

適用施設	解除日	解除理由
第1廃棄物倉庫	H17.8.1	廃棄物保管を取止めたため
プルトニウム燃料第三開発室 ATR棟	H17.8.1	廃棄物保管を取止めたため

表3.11 使用施設における一時管理区域の設定及び解除の状況

適用区域	設定日	解除日	設定理由
J棟（屋外中間廃水ピット）	H18.3.7	H18.3.9	配管更新作業のため

表3.12 管理区域に係わる遵守事項の適用除外一覧

適用区域	除外日	復帰日	設定理由
無し			

### 3.3.5 使用施設保安検査

原子炉等規制法第56条の3第5項に基づき、四半期毎に核燃料物質使用施設保安検査が行われ、検査結果として指摘事項はなかった。

しかし、第3四半期に、保安規定第I編第26条 管理区域の出入管理において、「従業員の順守すべき汚染発生時の通知に対して、書面での通知や電話等による口頭連絡等の解釈の相違が見受けられることから、事業者として本条文に対して解釈の統一を図られたい」との要望事項が挙げられた。

対応としては、退出時の汚染検査において汚染が検出されたときの行為は、書面での「通知」ではなく速やかな「通報」であるとの共通認識から、当該「通知」の表現を「通報」に変更することにより、解釈の統一を図ることとし、平成18年2月1日付けの保安規定改訂にて変更を行った。

## 4. 個人被ばく管理

核燃料サイクル工学研究所における放射線業務従事者等に対して、外部被ばく及び内部被ばくによる線量の測定・評価を行った。

### 4.1 核燃料サイクル工学研究所の個人被ばく状況

平成 17 年度における核燃料サイクル工学研究所の個人線量の状況は、表 4.1 に示すとおりである。法令に定める線量限度及び保安規定等に定める原因調査レベル（付録表 3 参照）を超える被ばくはなかった。

集団実効線量の年度別推移については、前年度（平成 16 年度）に比べ減少しているが、全体の傾向としては、平成 8 年度以降 1 人・Sv 以下で推移しており、平年並みのレベルである。図 4.1 に核燃料サイクル工学研究所の集団実効線量の推移を示す。

表 4.1 平成 17 年度の個人線量の管理状況

放射線業務従事者数	3,642 人（うち女性 19 名）
集団実効線量	481.9 人・mSv
個人の平均実効線量	0.1 mSv
個人の最大実効線量	8.0 mSv

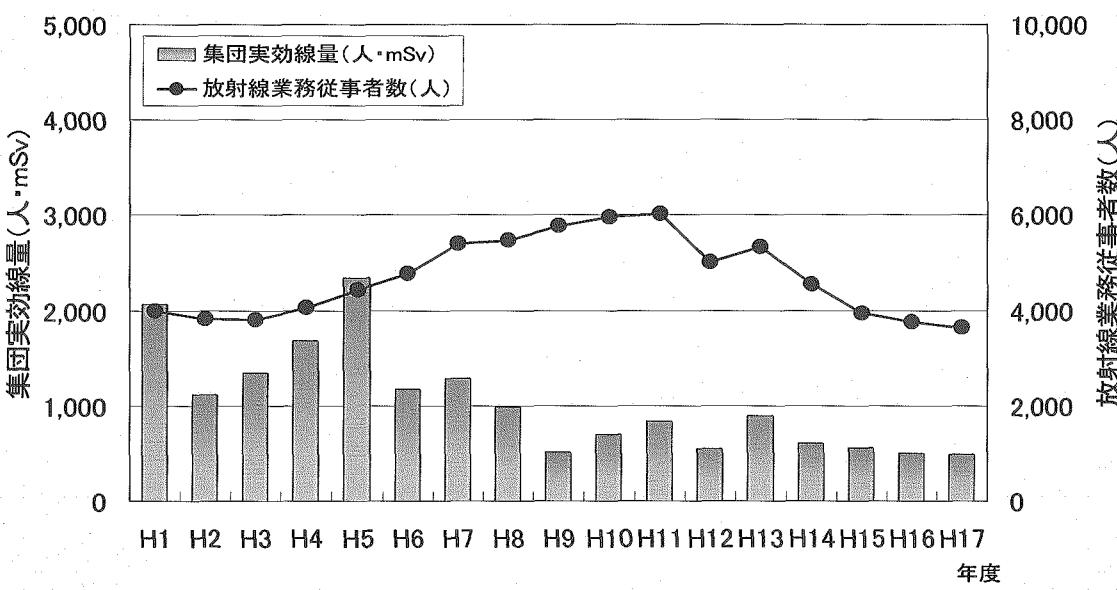


図 4.1 東海事業所（核燃料サイクル工学研究所）における集団実効線量の推移

なお、二法人統合時に所内の組織改編が実施され、環境保全センターはサイクル工学試験部及び環境技術管理部及び研究部門に分割された。

## 4.2 外部被ばく管理状況

### 4.2.1 実効線量

平成 17 年度の各四半期及び年間の各センターでの集団実効線量及び放射線業務従事者的人数を、それぞれ図 4.2 及び図 4.3 に示す。なお、統合前の環境保全センター分は、これらのグラフにおいては「その他」として扱った。

平成 17 年度は定常的な作業が主であり、被ばくに影響する特殊放射線作業も少なかったことから、センター毎の集団実効線量及びその割合については、大きな変動はなかった。また、放射線業務従事者数及びその割合についても同様に、大きな増減はない。

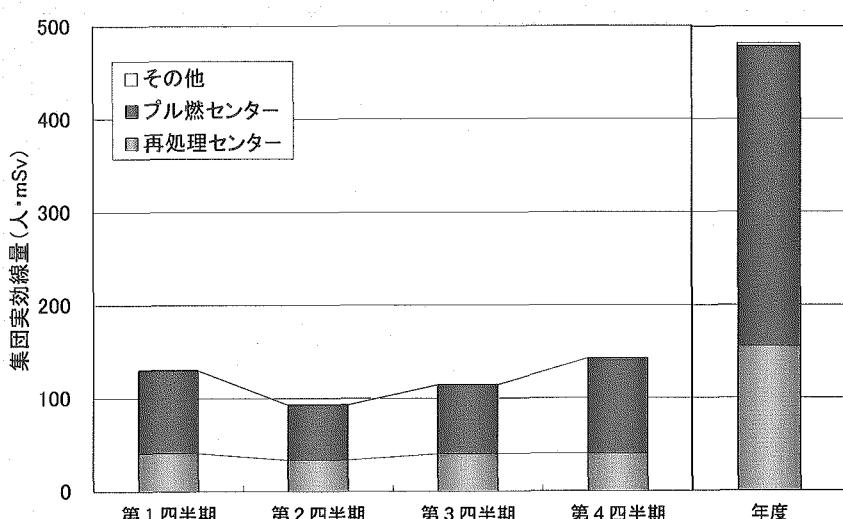


図 4.2 平成 17 年度の四半期毎の集団実効線量の推移

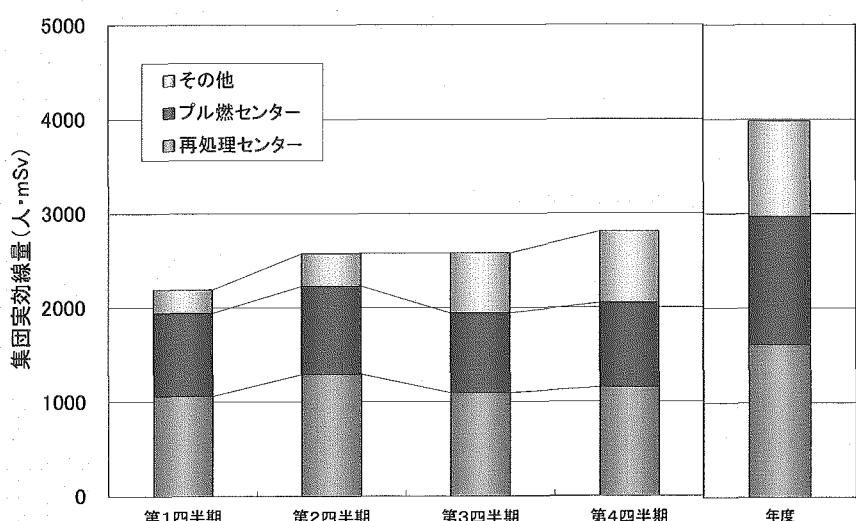


図 4.3 平成 17 年度の四半期毎の放射線業務従事者数の推移

#### 4.2.2 等価線量

平成 17 年度の TLD 指リングで評価した末端部皮膚（手部）の等価線量について、表 4.2 及び表 4.3 に分布及び個人の最大等価線量を示す。等価線量について、法令及び保安規定に定める線量限度及び原因調査レベル（付録表 3 参照）を超える被ばくはなかった。

$\beta$ 、 $\gamma$ 線用の TLD 指リングの測定対象者は、核燃料サイクル工学研究所全体で上期は 223 名、下期は 208 名であり、年間を通じ個人最大となった作業は、再処理技術開発センターにおける不定形廃棄物取扱い作業である。また、 $\gamma$ 線用の TLD 指リングの測定対象者は核燃料サイクル工学研究所全体で上期は 491 名、下期は 514 名であり、年間を通じ個人最大となった作業は、プルトニウム燃料センターにおける定常のグローブボックス作業である。

表 4.2 (1)  $\beta$ 、 $\gamma$ 線用の TLD 指リングで評価した末端部皮膚（手部）の等価線量の  
平成 17 年度上期の線量の分布及び個人の最大

	管理対象 人数 (人)	検出限界 未満 (人)	3mSv 以上 50mSv 以下 (人)	50mSv を 超える (人)	個人の最大 (mSv)
再処理センター	128	126	2	0	4.1
環境保全・研究開発センター	95	93	2	0	5.7
事業所全体	223	219	4	0	5.7

表 4.2 (2)  $\beta$ 、 $\gamma$ 線用の TLD 指リングで評価した末端部皮膚（手部）の等価線量の  
平成 17 年度下期の線量の分布及び個人の最大

	管理対象 人数 (人)	検出限界 未満 (人)	3mSv 以上 50mSv 以下 (人)	50mSv を 超える (人)	個人の最大 (mSv)
再処理技術開発センター	113	107	6	0	15.9
サイクル工学試験部	32	32	0	0	X
環境技術管理部	63	62	1	0	5.1
研究所全体	208	201	7	0	15.9

表 4.3(1)  $\gamma$ 線用の TLD 指リングで評価した末端部皮膚（手部）の等価線量の  
平成 17 年度上期の線量の分布及び個人の最大

	管理対象 人数 (人)	検出限界 未満 (人)	0.2mSv 以上 50mSv 以下 (人)	50mSv を 超える (人)	個人の最大 (mSv)
再処理センター	51	9	42	0	16.6
プルトニウム燃料センター	433	236	197	0	24.7
環境保全・研究開発センター	7	5	2	0	2.1
事業所全体	491	250	241	0	24.7

表 4.3(2)  $\gamma$  線用の TLD 指リングで評価した末端部皮膚（手部）の等価線量の平成 17 年度下期の線量の分布及び個人の最大

	管理対象 人数 (人)	検出限界 未満 (人)	0.2mSv 以上 50mSv 以下 (人)	50mSv を 超える (人)	個人の最大 (mSv)
再処理技術開発センター	64	6	58	0	26.5
プルトニウム燃料技術開発センター	430	240	184	0	28.1
サイクル工学試験部	20	20	0	0	X
研究所全体	514	272	242	0	28.1

#### 4.2.3 $\beta$ 線、 $\gamma$ 線用 TLD 指リングの変更

再処理センター及び CPF で定常モニタリング及び作業モニタリングに使用していた  $\beta$  線、 $\gamma$  線分離評価型の指リング（以下、「分離評価型  $\beta/\gamma$  リング」という。）には、次のような課題があり、これらを解決するため、平成 18 年 4 月から  $\beta$  線、 $\gamma$  線合計評価型（以下、「合計評価型  $\beta \cdot \gamma$  リング」という。）を導入することとし、平成 17 年度に整備を行った。

- ① メーカーが製造中止を検討していること
- ② 記録レベルが高いこと
- ③ 現場作業者が担当する作業の多様化（Pu、FP 混在環境場での作業等）
- ④ 予算削減等による線量計作成・測定作業員の減少

従来の分離評価型  $\beta/\gamma$  リングでは、3 枚の硫酸カルシウム ( $\text{CaSO}_4$ ) の素子を用いて評価していたが、導入する合計評価型  $\beta \cdot \gamma$  リングでは、ホウ酸リチウム ( $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$ ) 素子 1 個で評価を行う。合計評価型  $\beta \cdot \gamma$  リングの性能については、独自に照射試験を実施し、 $^{90}\text{Sr-Y}$  や  $^{241}\text{Am}$  等、核燃料サイクル工学研究所の被ばく管理上重要かつ特徴的な核種からの放射線に対し、十分な性能を有することを検証した。なお、合計評価型  $\beta \cdot \gamma$  リングに用いる素子は、ISO12794:2000 (Radiation protection -- Individual thermo luminescence dosimeters for extremities and eyes—末端部及び眼用個人熱ルミネセンス線量計) に準拠している。また、この合計評価型  $\beta \cdot \gamma$  リングは従来の分離評価型  $\beta/\gamma$  リングと比べ感度が良いことから、記録レベルについて、従来は線種別に  $\beta$  線 : 3mSv、 $\gamma$  線 : 3mSv ( $\beta$  線 +  $\gamma$  線で 6mSv) であったが、新素子では  $\beta$  線と  $\gamma$  線の合算で 3mSv に変更することとした。

TLD 指リングの変更は、実際には素子のみであり、リングは従来のものを用いる。そのため、現場作業者の指リング着用感は従来と同じであり、指リングの変更に伴う現場作業者の作業への支障はないと考えた。

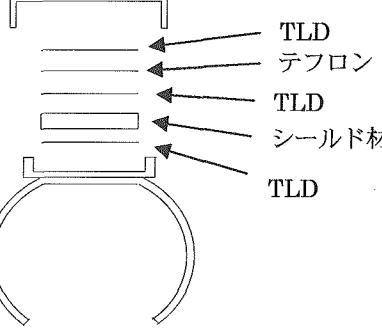
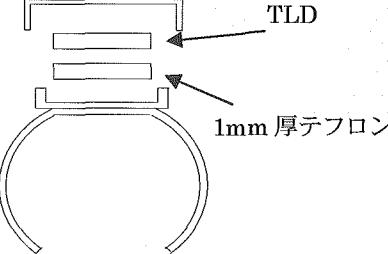
また、線量計測課における線量計の測定作業において、この指リングの変更は、素子のアニール（再生処理）及び測定が TLD バッジ自動読取装置で行えることにより

測定値の入力も手入力から自動入力となることから、手間と時間が大幅に軽減される。

さらに、熟練を要していたリングケースへの素子詰め替え作業の難しさも改善される。

変更前後の $\beta$ 線、 $\gamma$ 線用TLD指リングの仕様を表4.4にまとめる。

表 4.4 変更前後の $\beta$ 線、 $\gamma$ 線用TLD指リングの仕様

	変更前 (分離評価型 $\beta/\gamma$ リング)	変更後 (合計評価型 $\beta+\gamma$ リング)
素子型番	UD-100M 8 (PCC注)製	UD-807P (PCC 製)
蛍光体	CaSO <sub>4</sub> (Tm) × 3枚 	$^{7}\text{Li}^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu}) \times 1$ 枚 
ケース	UD-611F (PCC 製) 	(従来のものを流用) UD-611F 
線量計構造 及び $\beta$ 線、 $\gamma$ 線評価法	 シールドを挟んで重ねた3枚の素子により $\beta$ 線及び $\gamma$ 線を分離評価	 1個の素子により $\beta$ 線及び $\gamma$ 線の合計値を評価
読み取り及びデータ管理方法	TLD手動読み取り装置に素子を1枚ずつセットして測定。測定値は手入力で線量管理システムに登録。	TLDバッジ自動読み取り装置により自動測定。測定値はオンラインで線量管理システムに登録。
記録レベル	$\beta$ 線: 3mSv $\gamma$ 線: 3mSv	$\beta$ 線+ $\gamma$ 線: 3mSv

注) PCC:パナソニックコミュニケーションズ(株)(旧:松下産業機器(株))

### 4.3 内部被ばく管理状況

平成 17 年度において、放射性物質の吸入摂取等による内部被ばくの事例はなかった。

定常モニタリングとして、作業環境中の放射性物質濃度の測定結果による放射線業務従事者の線量評価を実施した結果、記録レベル（1 mSv）未満であった。また、尿バイオアッセイ 160 人、肺モニタ 67 人、全身カウンタ 1,271 人の測定評価を実施した結果、全員異常は認められなかった。その他、放射線業務従事者の指名及び解除に伴う全身カウンタ 2,918 人の測定を実施した結果においても全員異常は認められなかった。表 4.5 にバイオアッセイ等の定常モニタリングの測定人数を示す。

表 4.5 定常モニタリングの測定人数

	定期尿バイオアッセイ(人)		定期肺モニタ(人)	定期全身カウンタ(人)	指名・解除に伴う全身カウンタ(人)
	U	Pu			
再処理センター	29	31	31	874	1,862
プルトニウム燃料センター	14	57	36	10	10
環境保全・研究開発センター <sup>*1)</sup>	18	11	0	125	622
その他	0	0	0	262	424
合計	61	99	67	1,271	2,918

\*1) 10月1日以降、サイクル工学試験部と環境技術管理部に改組されたが、実績は合算した。

#### 4.4 一時立入者の線量測定状況

一時立入者として管理区域に立入った者に対する線量測定を実施している。また、再処理施設のアンバー区域、CPF施設のアンバー区域などに立入る場合は全身カウンタによる内部被ばくの測定を行っている。平成17年度において、外部被ばく及び内部被ばくとともに有意な線量は検出されなかった。平成17年度の一時立入者の人数を表4.6に示す。

表4.6 一時立入者の測定人数

	一時立入者 (のべ人数)	一時立入者(見学者) (のべ人数)	全身カウンタ (のべ人数)
再処理センター	588	1,500	310
プルトニウム燃料センター	567	1,462	0
環境保全・研究開発センター <sup>*1)</sup>	456	438	184
その他	99	145	0
合 計	1,710	3,545	494

\*1) 10月1日以降、サイクル工学試験部と環境技術管理部に改組されたが、実績は合算した。

#### 4.5 マスクフィットネス試験

核燃料サイクル工学研究所の核燃料取扱施設における放射線作業では、作業者の放射性物質吸入による内部被ばく防止のため、多種多様の呼吸保護具を使用している。放射線管理部ではこの呼吸保護具の使用に際して、十分安全に使用することのできる呼吸保護具の選定、装着技術等の適切な指導・助言を行っている。これらの内、個人毎に貸与される半面マスクについては、マスクフィットネス試験装置を用いて、各個人の密着性を確認している。

マスクフィットネス試験装置の概要を図 4.4 に示す。試験装置は、テストフード部、制御・測定部、記録・演算部により構成されている。制御・測定部は、NaCl 粒子（平均径  $0.3 \mu\text{m}$ ）を発生させ、テストフード部内に一定濃度の NaCl 粒子を連続供給する。

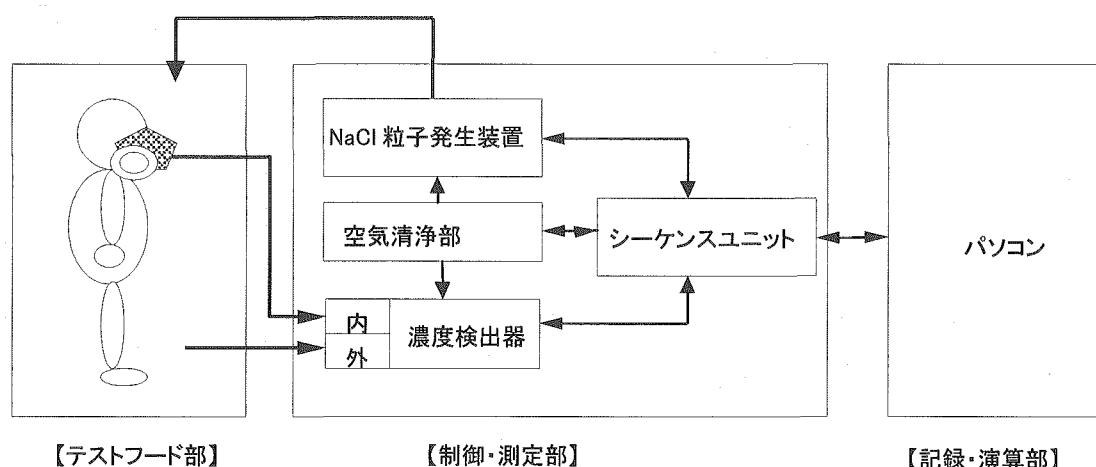


図 4.4 マスクフィットネス試験装置の概要

試験は、マスク面体内とテストフード内の NaCl 濃度を連続サンプリングし、それぞれの NaCl 濃度を制御・測定部の濃度検出器により測定し、この測定結果から記録・演算部において漏れ率を算出する。

試験においては半面マスク着用者に対しての装着方法の指導を行うとともに、着用時における漏れ率を測定し、半面マスクと顔面の密着性についての合否の判定を行った。

平成 17 年度に実施したマスクフィットネス試験の受験者は、延べ 1,725 人であり、全員が合格した。図 4.5 に年度別のマスクフィットネス試験の実施状況を示す。

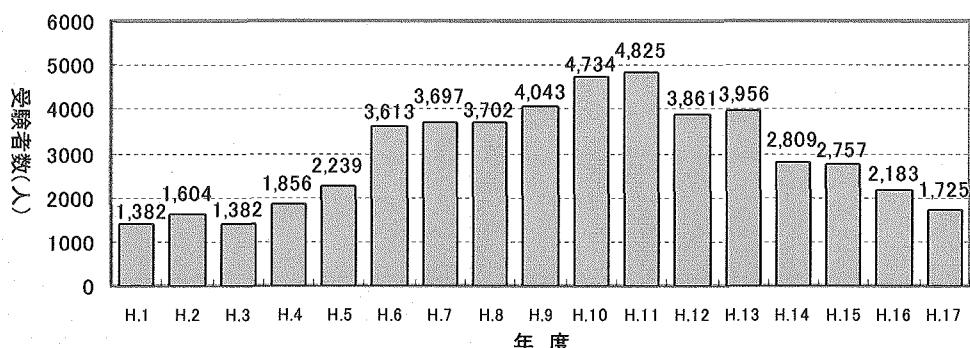


図 4.5 年度別マスクフィットネス試験実施状況

## 5. 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出管理

### 5.1 放射性気体廃棄物の放出状況

#### 5.1.1 再処理施設

再処理施設から発生する放射性気体廃棄物については、高性能フィルタ等により気体廃棄物に含まれる放射性物質を可能な限り除去した後、排気モニタにより放射性気体廃棄物中の濃度及び放出量を監視しつつ、主排気筒、第一付属排気筒及び第二付属排気筒（各排気筒とも地上高さ 90m）から放出している。

平成 17 年度における主排気筒、第一付属排気筒及び第二付属排気筒の主要核種 ( $^{85}\text{Kr}$ ,  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{129}\text{I}$ ,  $^{131}\text{I}$ ) 及び全  $\alpha$  放射能、全  $\beta$  放射能についての放出監視結果は、再処理施設保安規定に定める年間放出量の放出基準（付録表 4 参照）を超えるものはなかった。ただし、6 月期に、再処理施設運転開始以降初めて、主排気筒で微量の全  $\alpha$  放射能（主に  $^{241}\text{Am}$ ）が検出された。

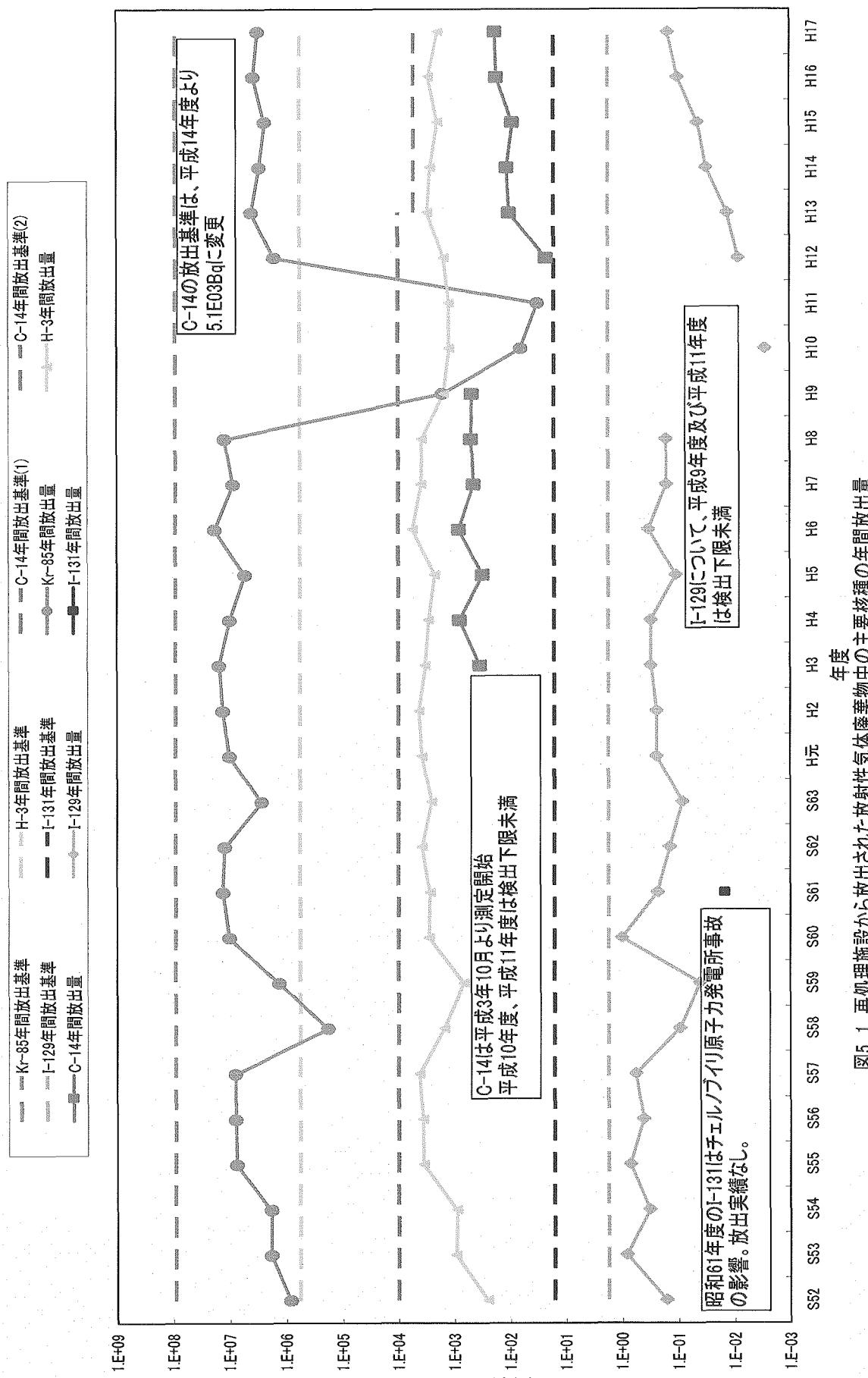
表 5.1 に再処理施設における放射性気体廃棄物中の主要核種の年間放出量、図 5.1 に再処理施設における放射性気体廃棄物の年間放出量を示す。

表 5.1 平成 17 年度の再処理施設における放射性気体廃棄物中の主要核種の年間放出量  
(主排気筒、第 1 付属排気筒、第 2 付属排気筒の合計)

核種	年間放出量 (GBq)
$^{85}\text{Kr}$	$3.1 \times 10^6$
$^3\text{H}$	$1.9 \times 10^3$
$^{14}\text{C}$	$1.8 \times 10^2$
$^{131}\text{I}$	N.D.
$^{129}\text{I}$	$1.5 \times 10^{-1}$

注) 全  $\alpha$  放射能の年間放出量 :  $8.2 \times 10^{-5}$  GBq

N.D. は検出限界値未満であったことを示す。



### 5.1.2 使用施設等

プルトニウム燃料開発施設、ウラン取扱施設等から発生する放射性気体廃棄物については、高性能フィルタにより気体廃棄物に含まれる放射性物質を可能な限り除去した後、排気モニタもしくは排気サンプラにより放射性気体廃棄物の濃度及び放出量を監視しつつ、建屋の排気筒又は排気口から放出している。CPFにおいても高性能フィルタ等による放射性物質の除去後、排気モニタにより放射性気体廃棄物の濃度及び放出量を監視しつつ、排気筒から放出している。

平成 17 年度の放出監視の結果、CPFにおいては主要核種 ( $^{85}\text{Kr}$ 、 $^3\text{H}$ 、 $^{131}\text{I}$ ) 及び全  $\alpha$  ダスト、全  $\beta$  ダストの 3 月間の平均濃度は、核燃料物質使用施設保安規定に定める放出基準である濃度限度を超えるものはなかった。また、CPF 以外の使用施設においても全  $\alpha$  ダスト、全  $\beta$  ダストとも 3 月間の平均濃度が、核燃料物質使用施設保安規定に定める放出基準である濃度限度を超えるものではなく、すべて検出下限値未満であった。

表 5.2 に CPF における放射性気体廃棄物の主要核種の 3 月間についての平均濃度、図 5.2 に CPF における放射性気体廃棄物の放出実績を示す。

表 5.2 平成 17 年度の CPF における放射性気体廃棄物中の  
主要核種の 3 月間についての平均濃度

核種	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )			
	4 月～6 月	7 月～9 月	10 月～12 月	1 月～3 月
希ガス ( $^{85}\text{Kr}$ 、 $^{133}\text{Xe}$ 等)	D.L.	D.L.	D.L.	D.L.
$^3\text{H}$	D.L.	D.L.	D.L.	D.L.
$^{131}\text{I}$	D.L.	D.L.	D.L.	D.L.

注) D.L.は、測定結果が検出下限(濃度)値未満の時の濃度を示す。

検出下限(濃度)値：希ガス類 ( $^{85}\text{Kr}$  等) :  $2.4 \times 10^{-3}$  Bq/cm<sup>3</sup>

$^3\text{H}$  :  $3.7 \times 10^{-8}$  Bq/cm<sup>3</sup>

$^{131}\text{I}$  :  $3.7 \times 10^{-8}$  Bq/cm<sup>3</sup>

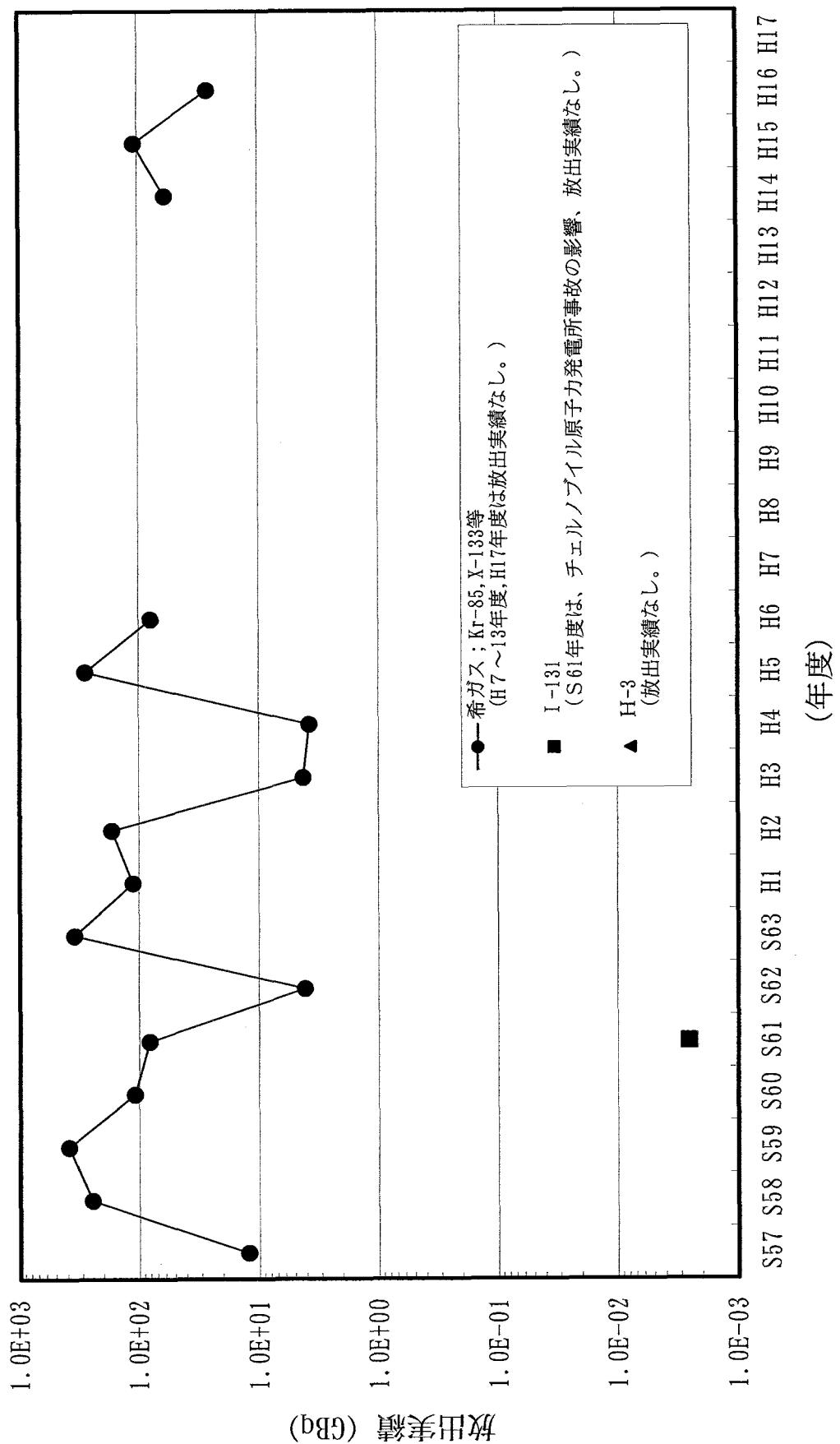


図 5.2 CPFにおける放射性気体廃棄物の放出実績

## 5.2 放射性液体廃棄物の放出状況

核燃料サイクル工学研究所から環境へ放出される放射性液体廃棄物は、再処理施設保安規定、核燃料物質使用施設保安規定、放射線保安規則及び放射線障害予防規程に基づき、放出バッチ毎に放出廃液中の放射能濃度が基準値を超えていないことを確認（放出前判定分析）し、放出している。また、排水中の一般公害物質についても、pH、SS、COD等の濃度について、水質汚濁防止法及び茨城県条例に基づき管理している。

核燃料サイクル工学研究所には、再処理施設海中放出管、第1排水溝（ウラン系）及び第2排水溝（プルトニウム系）の放射性排水系があり、環境監視課は、これら排水系により環境へ放出される排水の放出前判定分析を担当している。

平成17年度の放出前判定分析は、再処理施設排水が134件、第2排水溝系排水が66件、第1排水溝系各施設排水が124件であった。また、第1排水溝における監視として中央廃水処理場の排水を合成排水としたものについて24件の分析を行った。これらの全ての排水について、放射性物質の濃度、放出量ともに基準値以下であった。

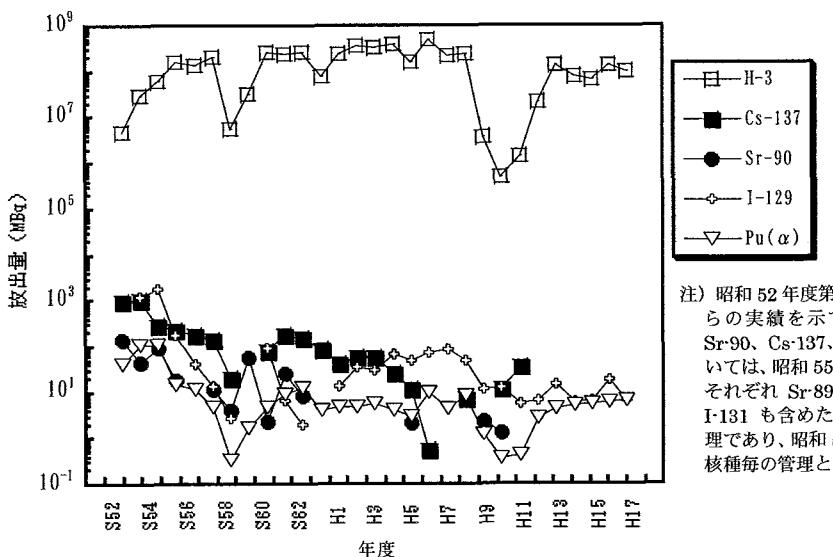
### 5.2.1 再処理施設

平成17年度に再処理施設から海洋へ放出した放射性液体廃棄物の放出量を表5.3に示す。また、主な核種の年間放出量の推移を図5.3に示す。平成17年度もこれまでと同様全て基準値（付録表6参照）を下回っていた。

表5.3 再処理施設における海洋への放射性液体廃棄物の放出量

核種	放出量(MBq)
全α放射能	N.D.
全β放射能（ <sup>3</sup> Hを除く）	N.D.
<sup>89</sup> S r	N.D.
<sup>90</sup> S r	N.D.
<sup>95</sup> Z r - <sup>95</sup> N b	N.D.
<sup>103</sup> R u	N.D.
<sup>106</sup> R u - <sup>106</sup> R h	N.D.
<sup>134</sup> C s	N.D.
<sup>137</sup> C s	N.D.
<sup>141</sup> C e	N.D.
<sup>144</sup> C e - <sup>144</sup> P r	N.D.
<sup>3</sup> H	$9.7 \times 10^7$
<sup>129</sup> I	6.6
<sup>131</sup> I	N.D.
P u (α)	6.3

注) N.D.は検出限界値未満であったことを示す。



注) 昭和 52 年度第 2 四半期からの実績を示す。また、Sr-90、Cs-137、I-129については、昭和 55 年度まではそれぞれ Sr-89、Cs-134、I-131 も含めた元素毎の管理であり、昭和 56 年度より核種毎の管理となった。

図 5.3 再処理施設における放射性液体廃棄物の放出実績

### 5.2.2 第 1 排水溝

平成 17 年度の第 1 排水溝における放射性液体廃棄物の放出量を表 5.4 に示す。

また、これらの年間放出量の推移を図 5.4 に示す。

第 1 排水溝から新川へ放出された放射性液体廃棄物の年間の排水量はおよそ 1,700 m<sup>3</sup> であった。排水中の全  $\alpha$  放射能及び全  $\beta$  放射能は、周辺監視区域にかかる排水基準（付録表 7 参照）を十分に下回っていた。

表 5.4 第 1 排水溝における放射性液体廃棄物の年間放出量

核種	放出量(MBq)
全 $\alpha$ 放射能	$1.0 \times 10^{-2}$
全 $\beta$ 放射能	$3.3 \times 10^{-1}$
U	N.D.

注) N.D.は検出限界値未満であったことを示す。

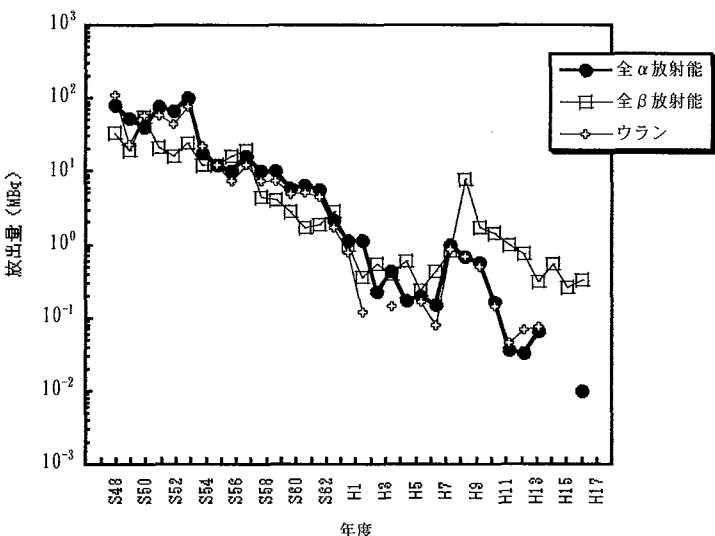


図 5.4 第 1 排水溝における放射性液体廃棄物の放出実績

### 5.2.3 第2排水溝

平成 17 年度の第 2 排水溝における放射性液体廃棄物の放出量を表 5.5 に示す。また、これらの年間放出量の推移を図 5.5 に示す。

第2排水溝から海洋へ放出された排水はおよそ980m<sup>3</sup>であった。排水中の全α放射能及びプルトニウムは、周辺監視区域にかかる排水基準（付録表8参照）を十分に下回っていた。

表 5.5 第 2 排水溝における放射性液体廃棄物の年間放出量

核種	放出量(MBq)
全 $\alpha$ 放射能	$1.9 \times 10^{-1}$
Pu( $\alpha$ )	$5.4 \times 10^{-2}$

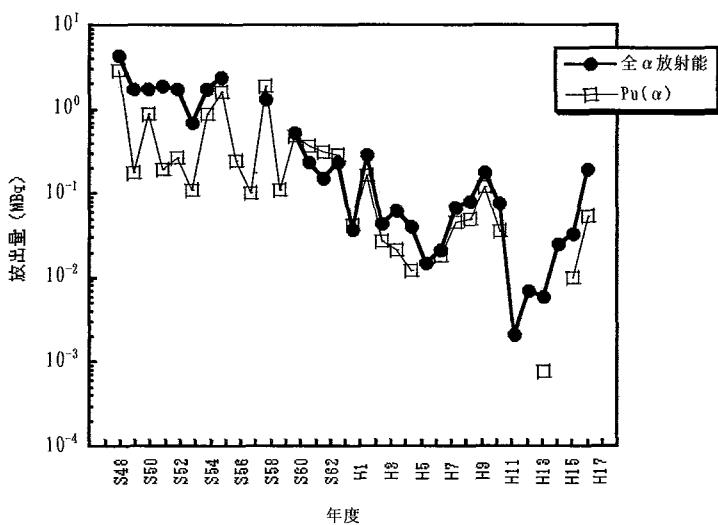


図 5.5 第 2 排水溝における放射性液体廃棄物の放出実績

## 6. 環境放射線監視

### 6.1 環境放射線モニタリング

平成 17 年度においても、再処理施設保安規定に定める環境放射線モニタリング計画（以下「モニタリング計画」という。）及び茨城県東海地区環境放射線監視計画に基づき、モニタリングを実施した。

さらに、原子力安全委員会決定の核燃料サイクル開発機構再処理施設周辺の環境放射線モニタリング計画に定められた補足的調査項目として、畑土中ヨウ素-129 の濃度について調査した。

付録表 9、付録表 10 には、陸上及び海洋環境放射能監視計画、付録図 1 及び 2 には、試料の採取場所及び測定地点を示す。

#### 6.1.1 陸上環境モニタリング

平成 17 年 4 月から平成 18 年 3 月に、核燃料サイクル工学研究所周辺の空間線量率の測定及び空気、農作物、畜産物や土壤などの試料中の放射性物質濃度を測定することにより、陸上環境モニタリングを実施した。測定項目は、以下に示す。

- (1) 空間放射線…線量率と積算線量
- (2) 空気中放射性物質濃度…浮遊じん中全  $\alpha$  放射能、全  $\beta$  放射能、 $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{95}\text{Zr}$ 、 $^{95}\text{Nb}$ 、 $^{106}\text{Ru}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{144}\text{Ce}$  及び  $^{239}$ 、 $^{240}\text{Pu}$ 、大気中  $^{131}\text{I}$  濃度、気体状  $\beta$  放射性物質濃度、水分中  $^3\text{H}$  濃度
- (3) 雨水中放射性物質濃度… $^3\text{H}$  濃度
- (4) 降下じん中放射性物質濃度…全  $\beta$  放射能
- (5) 飲料水中放射性物質濃度…全  $\beta$  放射能及び  $^3\text{H}$  濃度
- (6) 葉菜中放射性物質濃度… $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{131}\text{I}$ 、 $^{137}\text{Cs}$  及び  $^{239}$ 、 $^{240}\text{Pu}$  濃度
- (7) 精米中放射性物質濃度… $^{14}\text{C}$ 、 $^{90}\text{Sr}$  及び  $^{137}\text{Cs}$  濃度
- (8) 牛乳中放射性物質濃度… $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{131}\text{I}$  及び  $^{137}\text{Cs}$  濃度
- (9) 表土中放射性物質濃度… $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{106}\text{Ru}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{144}\text{Ce}$  及び  $^{239}$ 、 $^{240}\text{Pu}$  濃度
- (10) 河川水中放射性物質濃度…全  $\beta$  放射能及び  $^3\text{H}$  濃度
- (11) 河底土中放射性物質濃度…全  $\beta$  放射能、 $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{106}\text{Ru}$ 、 $^{137}\text{Cs}$  及び  $^{144}\text{Ce}$  濃度

上記項目のうち、空気中の水分中  $^3\text{H}$  濃度、浮遊じん中の全  $\alpha$  放射能、飲料水中的全  $\beta$  放射能、葉菜中の  $^{90}\text{Sr}$  濃度、精米中の  $^{14}\text{C}$  濃度、牛乳中の  $^{90}\text{Sr}$  濃度、表土中の  $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{239}$ 、 $^{240}\text{Pu}$  濃度、河川水の全  $\beta$  放射能、河底土中の全  $\beta$  放射能については、過去 10 年間のモニタリング結果に基づく平常の変動範囲内の値であった。これらの核種は、過去の大気圏内核実験フォールアウトの寄与と評価された。

浮遊じん中の全 $\beta$ 放射能は、平成18年3月(2月28日～4月4日採取)に東海村舟石川(ST2)において過去10年間の最大値0.83mBq/m<sup>3</sup>を上回った。これは、ほぼ同期間(3月1日～3月31日)に採取した浮遊じん中からは人工の $\gamma$ 線放出核種が検出されなかったこと、並びに平成18年3月の浮遊じん中の全 $\alpha$ 放射能が他の月と比べて高い傾向を示したことから、バックグラウンドレベルの自然放射性物質濃度の季節的変動によるものと考えられる。

以下に、監視結果の例として、モニタリングステーションでの月平均の空間線量率、空気中の水分中<sup>3H</sup>濃度、降下じん中の全 $\beta$ 放射能、精米中<sup>14C</sup>濃度、表土中の<sup>239</sup>、<sup>240</sup>Pu濃度の過去10年間のモニタリング結果を示す。(図6.1～6.5)

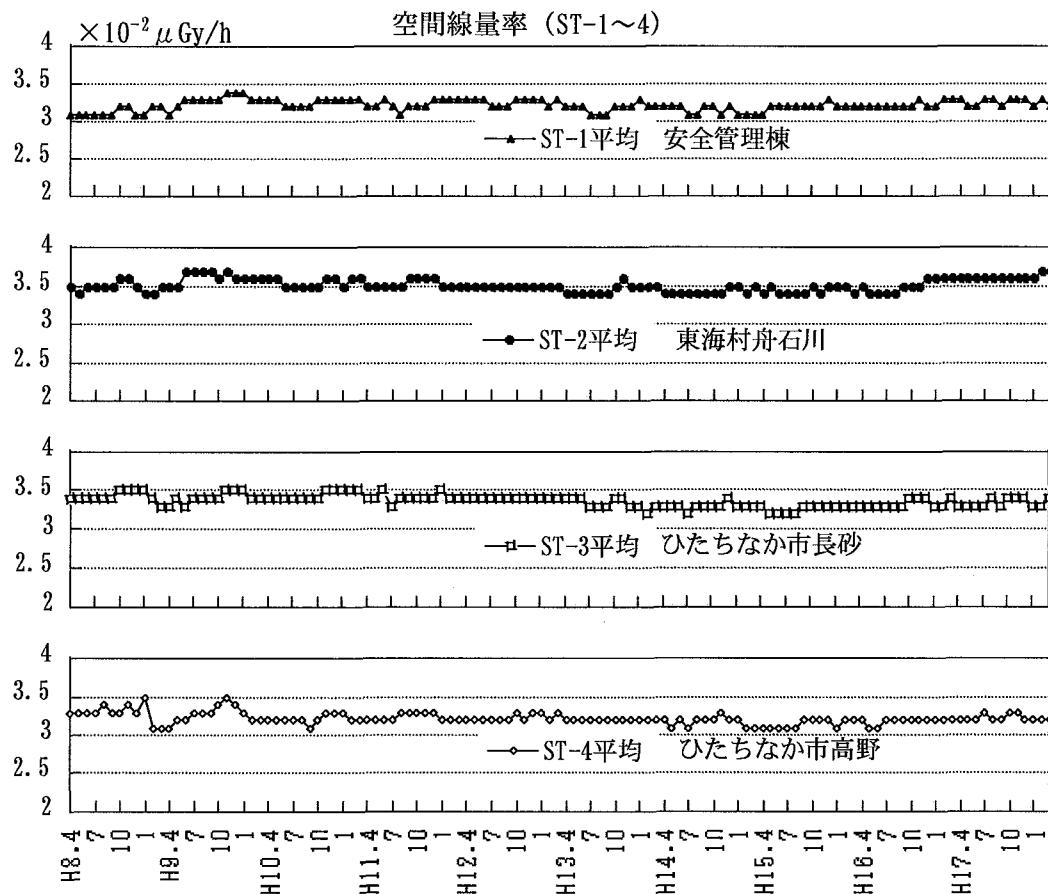


図 6.1 モニタリングステーションにおける月平均の空間線量率

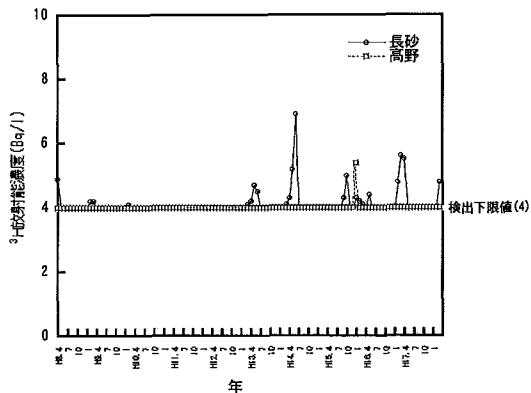
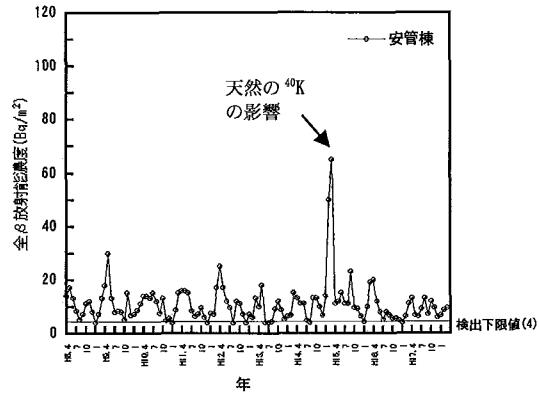
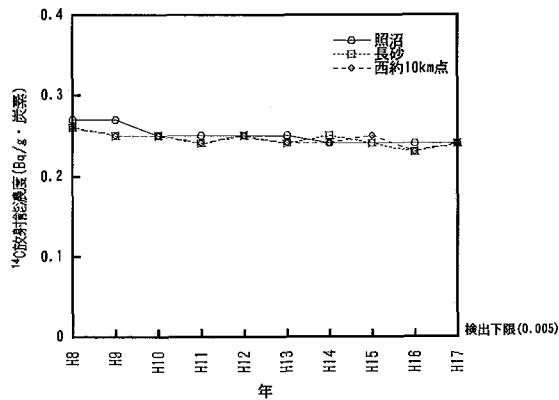
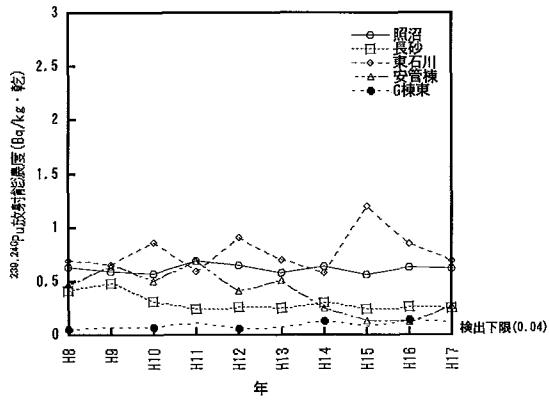
図 6.2 空気中の水分中<sup>3</sup>H濃度

図 6.3 降下じん中の全β放射能

図 6.4 精米中の<sup>14</sup>C濃度図 6.5 表土中の<sup>239, 240</sup>Pu濃度

### 6.1.2 海洋環境モニタリング

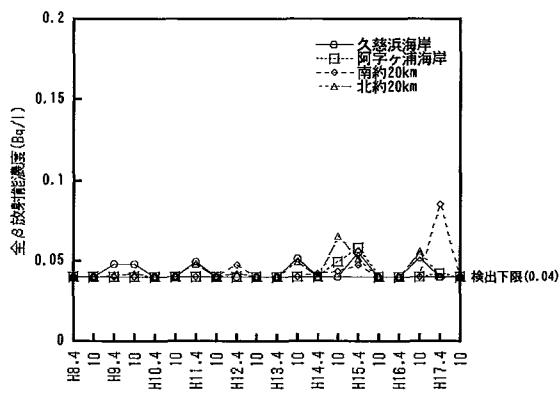
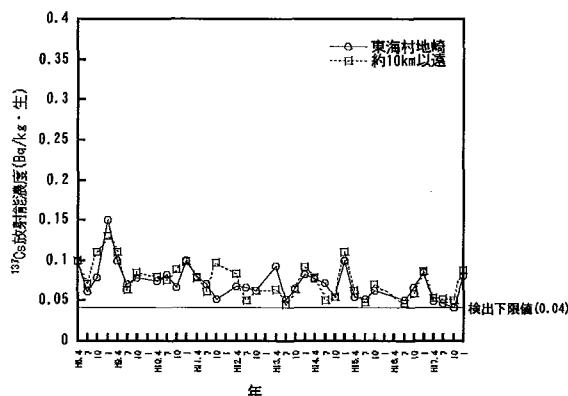
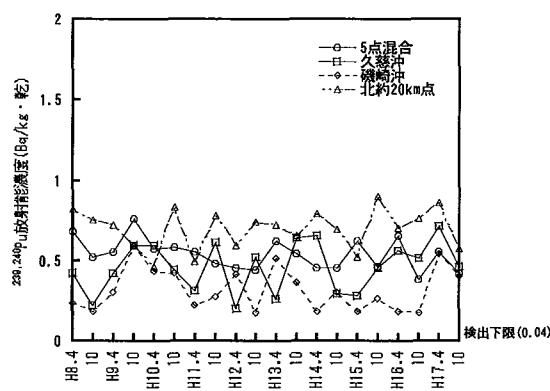
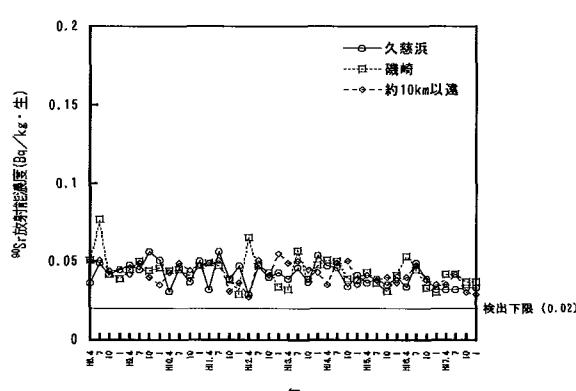
平成 17 年 4 月から平成 18 年 3 月に、核燃料サイクル工学研究所周辺の魚介類、海藻、海水や海底土などの試料中の放射性物質濃度を測定することにより、海洋環境モニタリングを実施した。測定項目を以下に示す。

- (1) 海水中放射性物質濃度…全β放射能、<sup>3</sup>H、<sup>54</sup>Mn、<sup>60</sup>Co、<sup>90</sup>Sr、<sup>95</sup>Zr、<sup>95</sup>Nb、<sup>106</sup>Ru、<sup>134</sup>Cs、<sup>137</sup>Cs、<sup>144</sup>Ce 及び<sup>239, 240</sup>Pu 濃度
- (2) 海底土中放射性物質濃度…<sup>54</sup>Mn、<sup>60</sup>Co、<sup>90</sup>Sr、<sup>95</sup>Zr、<sup>95</sup>Nb、<sup>106</sup>Ru、<sup>134</sup>Cs、<sup>137</sup>Cs、<sup>144</sup>Ce 及び<sup>239, 240</sup>Pu 濃度
- (3) 海岸水中放射性物質濃度…全β放射能、<sup>3</sup>H、<sup>90</sup>Sr、<sup>106</sup>Ru、<sup>134</sup>Cs、<sup>137</sup>Cs、<sup>144</sup>Ce 及び<sup>239, 240</sup>Pu 濃度
- (4) 海岸砂表面線量…β線表面計数率及びγ線表面線量率、<sup>54</sup>Mn、<sup>60</sup>Co、<sup>106</sup>Ru、<sup>137</sup>Cs、<sup>144</sup>Ce 及び<sup>239, 240</sup>Pu 濃度
- (5) 海産生物中放射性物質濃度…<sup>54</sup>Mn、<sup>60</sup>Co、<sup>90</sup>Sr、<sup>95</sup>Zr、<sup>95</sup>Nb、<sup>106</sup>Ru、<sup>134</sup>Cs、<sup>137</sup>Cs、<sup>144</sup>Ce 及び<sup>239, 240</sup>Pu 濃度

(6) 漁網表面線量… $\beta$ 線吸収線量率及び $\gamma$ 線表面線量率(7) 船体表面線量… $\beta$ 線吸収線量率及び $\gamma$ 線表面線量率

上記項目のうち、再処理施設保安規定に基づく分析測定では、海水中の $^{90}\text{Sr}$ 濃度、海岸水中の全 $\beta$ 放射能、シラス中の $^{137}\text{Cs}$ 濃度を除き、過去10年間のモニタリング結果に基づく平常の変動範囲内にあった。また、茨城県東海地区環境放射線監視計画に基づく分析測定では、アラメ(磯崎)中の $^{239}, 240\text{Pu}$ 濃度、アワビ(久慈浜)中の $^{239}, 240\text{Pu}$ を除き、過去のモニタリング結果に基づく平常の変動範囲内にあった。なお、平常の変動幅を上回ったものは全て、過去の大気圏内核実験によるフォールアウト核種の自然変動または、自然放射性物質の変動によるものであり、施設からの影響でないことを確認した。

その他、監視結果の例として、海岸水中の全 $\beta$ 放射能、シラス中の $^{137}\text{Cs}$ 濃度、海底土中の $^{239}, 240\text{Pu}$ 濃度、ワカメ又はヒジキ中の $^{90}\text{Sr}$ 濃度の過去10年間のモニタリング結果を示す。(図6.6~6.9)

図 6.6 海岸水中の全 $\beta$ 放射能図 6.7 シラス中の $^{137}\text{Cs}$ 濃度図 6.8 海底土中の $^{239}, 240\text{Pu}$ 濃度図 6.9 ワカメ又はヒジキ中の $^{90}\text{Sr}$ 濃度

## 6.2 気象観測

気象の観測は、「発電所用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(平成13年3月改訂、原子力安全委員会)に準拠して行っている。表6.1に観測項目と測定器を示す。

平成17年4月から平成18年3月に気象観測塔(地上高さ:70m)及び安全管理棟屋上(地上高さ:10m)で観測した風向出現頻度並びに風向別平均風速を図6.10~6.13に示す。

これらの図から平成17年度の年間平均の風向出現頻度は、気象観測塔では例年通り北東風が最多となり、安全管理棟屋上では東北東風が最多となった。

なお、70m高風速は再処理施設からの排気放出管理及び大気拡散評価等のために用いている。また、10m高風速及び日射放射収支量は、拡散評価における大気安定度を決定するために観測している。

表6.1 気象観測項目と測定器

観測項目	測定器	備考
風向	自記風向計	気象観測塔及び安全管理棟屋上
風速	風車型自記風速計 (平均装置付)	同上
降雨量	転倒マス型雨量計	安全管理棟屋上
大気温度	電気式温度計	核燃料サイクル工学研究所内
日射量	熱電堆式全天日射計	同上
放射収支量	風防型放射収支計	同上

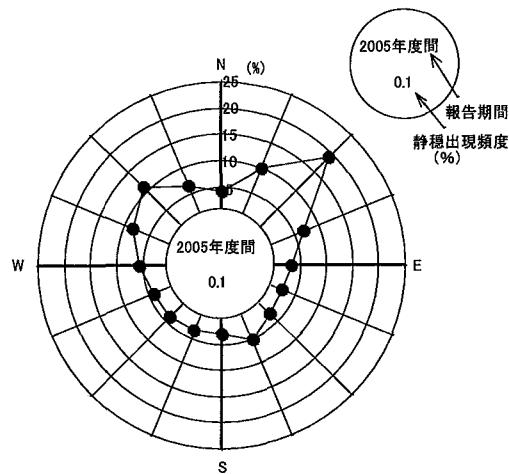


図6.10 地上70m風向出現頻度(%)

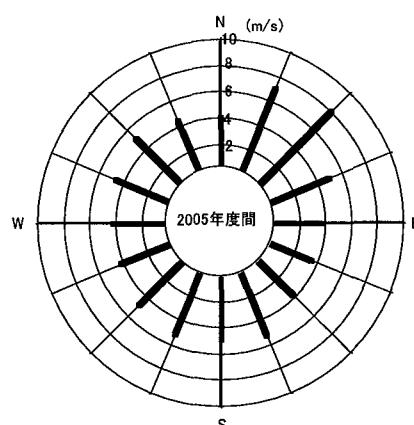


図6.11 地上70m風向別平均風速(m/s)

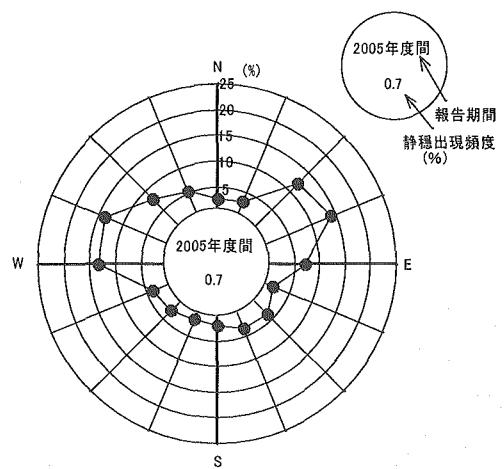


図 6.12 地上 10m 風向出現頻度 (%)

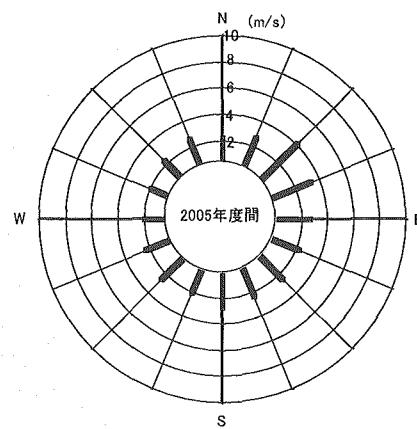


図 6.13 地上 10m 風向別平均風速 (m/s)

大気安定度は、排気筒から放出された放射性物質の拡散状況を表す指標として用いられる。図 6.14 に平成 17 年度の大気安定度頻度を示す。大気安定度は、A 型が不安定（拡散幅大）、D 型が中立（拡散幅中）、F 型が安定（拡散幅小）を示す。平成 17 年度は、例年どおり D 型が 42% と最も多かった。図 6.12 地上 10m 風向出現頻度 (%)

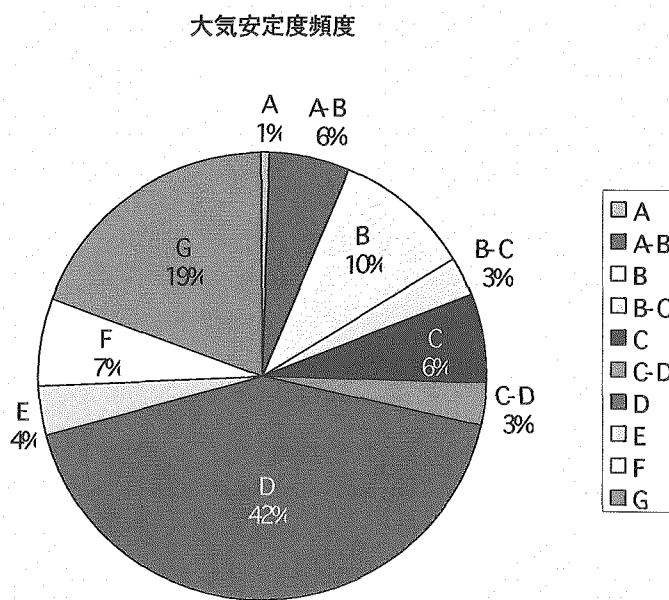


図 6.14 大気安定度頻度

平成 17 年度の月間降雨量を図 6.15 に示す。最も降雨量が多かったのは、8 月であった。

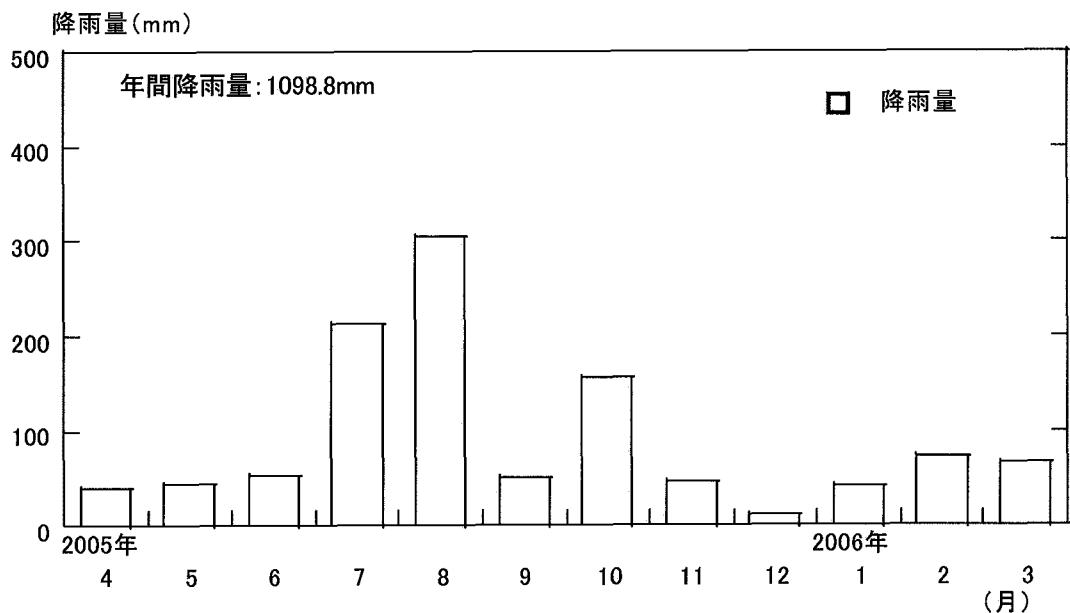


図 6.15 月間降雨量

過去 10 年間における年間降雨量は 921.1~1359.3 mm であり、平成 17 年度の年間降雨量は 1098.8mm であった。このことから、平成 17 年度の降雨量は例年並といえる。

## 6.3 環境線量評価

### 6.3.1 線量算出方法

周辺公衆の線量の評価は、原則として環境モニタリング結果をもとに行う。ただし、環境モニタリングの測定値から施設寄与を弁別することが困難な場合には、放出記録を基に評価モデルにより算出することとしている。この評価モデルは、再処理施設の安全審査において、周辺の自然環境、農業、漁業活動、人口分布状況等に基づいて作られたものである。

平成17年度の環境モニタリングの結果は、6.1章で示したように異常は認められず、施設寄与を弁別して線量を算出することが困難であったことから、放出記録に基づき周辺公衆の線量を算出した。

### 6.3.2 被ばく評価経路

線量の算出は、気体廃棄物及び液体廃棄物の放出に起因する実効線量及び皮膚の等価線量を対象とした。考慮する被ばく経路を図6.16及び図6.17に示す。

実効線量の算出に当たっては、放射性雲からの外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくを同一地点において同時に受けるものとし、周辺監視区域境界外の各地点ごとにそれぞれの実効線量を加算し、その値が最大となる地点での実効線量を算出した。また、農・畜産物摂取による内部被ばくについては、最大濃度地点で産する農・畜産物を摂取するものとして算出した。液体廃棄物の放出に係る実効線量の算出に当たっては、海産物摂取に伴う内部被ばく及び漁業・海浜利用に起因する外部被ばくを考慮した。

皮膚の等価線量算出に係る放射性雲からの外部被ばくについては、線量が最大となる地点で算出した。

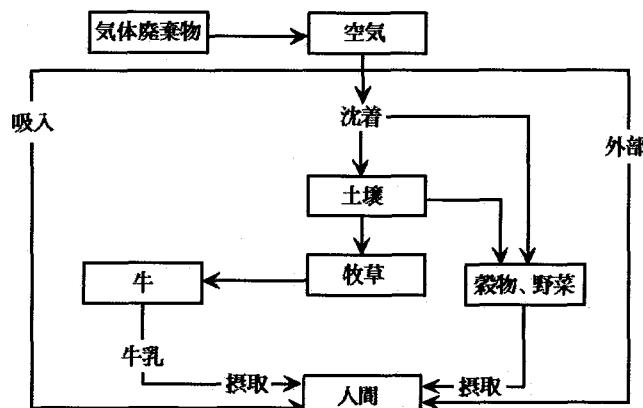


図 6.16 陸上被ばく経路（気体廃棄物）

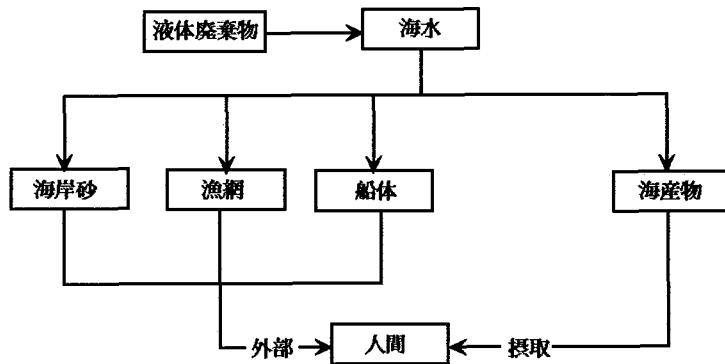


図 6.17 被ばく経路（液体廃棄物）

### 6.3.3 線量算出結果

気体廃棄物に起因する実効線量及び液体廃棄物に起因する実効線量の経路毎の算出結果を表 6.2 に示す。実効線量の合算値は約  $4.3 \times 10^{-4}$  mSv/年であり、周辺監視区域外の線量限度(1 mSv/年)の約 0.04%であった。

気体廃棄物及び液体廃棄物に起因する皮膚の等価線量の経路毎の算出結果を表 6.3 に示す。皮膚の等価線量の合算値は、約  $4.6 \times 10^{-3}$  mSv/年であり、周辺監視区域外の線量限度(50 mSv/年)の約 0.009%であった。

なお、排気、排水モニタリングにおいて有意に検出されなかった放射性核種については、検出限界値の濃度で放出されたと仮定して線量を評価した。

表 6.2 実効線量の算出結果

経路	実効線量(mSv/年)	備考
放射性雲からの外部被ばく	$1.9 \times 10^{-4}$	最大線量地点： 主排気筒南西方向約 500m
吸入摂取による内部被ばく	$1.6 \times 10^{-6}$	
農・畜産物摂取による内部被ばく	$2.2 \times 10^{-4}$	最大濃度地点： 主排気筒南西方向約 1800m
海産物摂取による内部被ばく	$1.3 \times 10^{-5}$	
漁業・海浜利用による外部被ばく	$2.8 \times 10^{-6}$	
合計	$4.3 \times 10^{-4}$	

表 6.3 皮膚の等価線量の算出結果

経路	皮膚の等価線量 (mSv/年)	備考
放射性雲からの外部被ばく	$4.5 \times 10^{-3}$	最大濃度地点： 主排気筒南西方向約 1800m
漁業・海浜利用による外部被ばく	$9.6 \times 10^{-5}$	
合計	$4.6 \times 10^{-3}$	

1977 年から 2005 年度における放出記録からの線量の評価結果を図 6.18 に示す。

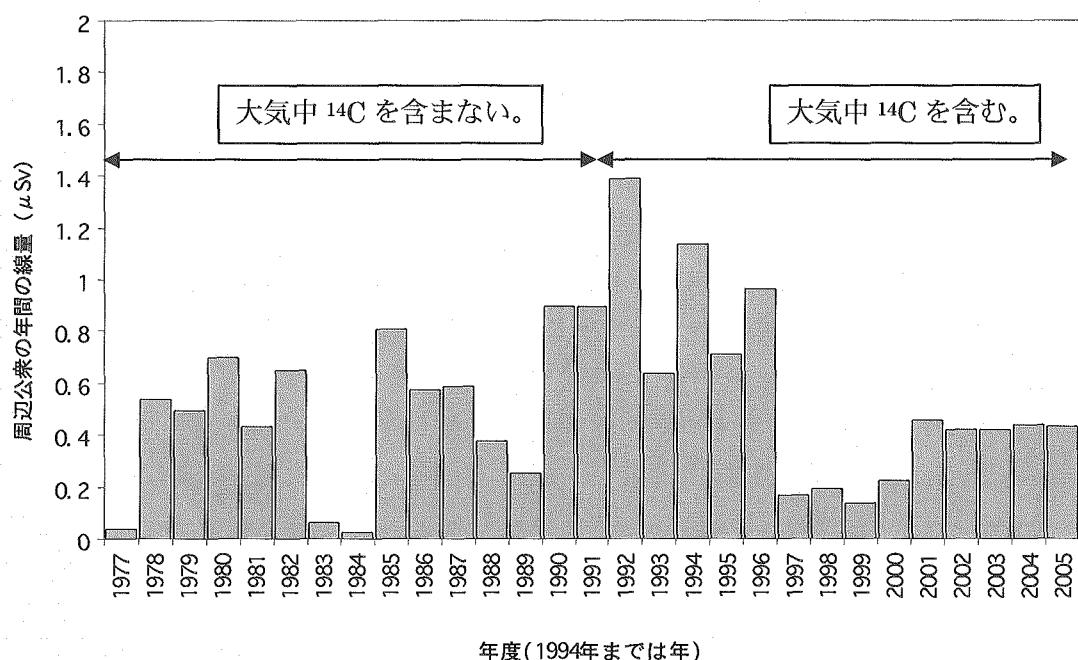


図 6.18 1977 年から 2005 年度における線量の評価結果

## 7. 放射線・放射能標準の維持・管理

施設の放射線管理、個人被ばく管理及び環境放射線監視における放射線測定に関連する放射線・放射能標準の維持・管理を以下の通り計測機器校正施設で実施した。

### 7.1 トレーサビリティ

図 7.1 に、放射線・放射能にかかるトレーサビリティ経路を示す。

平成 18 年 1 月に国家計量標準研究所である(独)産業技術総合研究所(産総研)において、照射線量基準測定器(空気等価電離箱式照射線量測定装置; Exradin A6 電離箱－東洋メディック RAMTEC1000 線量計)の校正を実施した。校正によって得られた校正定数を、前回の校正(平成 14 年 1 月)結果と併せて図 7.2 に示す。前回の校正では全ての線量率域で不確かさが一律に 3%(k=2) であったが、産総研における基準線量率と不確かさの見直し(GUM<sup>1</sup>に基づく)に伴い、今回の校正においては各線量率について別個に不確かさ(0.9～3.0%(k=2)) が与えられた。この校正結果に基づき、照射室(A)の <sup>137</sup>Cs γ 線校正場(公称放射能 1.85TBq、111GBq、11.1GBq 及び 555MBq)における照射線量率(空気カーマ率)基準の再設定を行った。平成 14 年度に設定した線量率基準に対して、再設定した値の偏差は最大でも 1.7% であり、基準線量率の不確かさ(1.4～6.1%;k=2)の範囲内であった。

平成 17 年 12 月に酸化ウラン面線源のクラス 2 参照標準線源(協-1692 及び協-1216)を、日本アイソトープ協会で校正した。

### 7.2 照射設備・線源

#### 7.2.1 照射設備

##### (1)中硬 X 線発生装置

Pantak HF-320C について、平成 17 年 9 月にメーカーによる点検整備を行った。主な目的は X 線管球及び高電圧発生器の高圧ケーブルソケット部のグリスアップである。今後も定期的に実施していく予定である。また、平成 17 年 12 月に既定の管電力(最大 4.2kW)が出力できない事象が発生した。原因はインバータ周波数の経年変化によるシフトであり、メーカーによる再調整を行った。

##### (2)中性子照射装置

平成 17 年 6 月に地下ピット内にある格納容器から地上階まで線源を気送する案内管を交換した。製作当初、線源の周辺構造について軽量化を意図し Al 合金製としたが、線源の安定した射出動作及び耐久性等を考慮し、SUS304 製に交換した。なお、グレーチング上で線源を使用する速中性子校正場の線量率基準に対する影響はない。

### 7.2.2 線源

表面汚染サーバイメータや放射性ダストモニタの校正に用いる実用標準線源である酸化ウラン面線源について、仲介測定器（大面積 $2\pi$ ガスフローカウンタ）を用いて、その表面放出率の値付け作業を実施した。線源購入時の成績書記載値に比べ大きく値が変化しているものについては、廃棄処分（日本アイソトープ協会へ譲渡）にする予定である。

また、 $^{131}\text{I}$  の模擬線源(Mock-I)を更新した。当線源は半減期の短い $^{131}\text{I}$  の代用線源であり、NaI(Tl)シンチレーション検出器に対して $^{131}\text{I}$  とほぼ等しいパルス波高スペクトラルを示すように、 $^{137}\text{Cs}$  及び $^{133}\text{Ba}$  を混合、調製されたもので、日本アイソトープ協会で市販されている。

## 7.3 基準測定器等

### (1) 中硬 X 線発生装置付加フィルタの不純物影響の評価

X 線校正場の実効エネルギーの評価は、Al 又は Cu フィルタによる半価層測定を行い、Hubbell らの質量減弱係数を元に単色相当のエネルギーを算出することにより行っている。従来の評価では、半価層測定に用いた付加フィルタに含まれる不純物を考慮せずに評価を行ってきたが、今回、フィルタ製造時の分析データを元に、不純物を考慮して実効エネルギー及び線量当量換算係数を再評価した。

その結果、線質指標約 0.7 の X 線校正場において、従来の評価値に対し、実効エネルギーで-3.1～2.4%、線量当量換算係数で、-0.3～2.0% 変化することが分かった。

### (2) $H_p(10)$ 電離箱による個人線量当量率の検証

空気等価電離箱の測定結果を元に設定した線質指標約 0.7 の X 線校正場の基準線量当量率(ここでは個人線量当量率  $H_p(10)$ )について、PTW 製  $H_p(10)$ 電離箱<sup>2)3)</sup> (図 7.3)による測定を行い検証した。

空気等価電離箱及び  $H_p(10)$ 電離箱の測定から得られた  $H_p(10)$ を比較した結果を表 7.1 に示す。両者の差は最大 5% であり、これは測定器の校正の不確かさの範囲内であった。なお、実効エネルギーが低下するにつれて差が大きくなる傾向が見られるが、これは実効エネルギーから求めた換算係数の不確かさや測定器形状、測定器の校正に用いた線質の違いなどによる系統効果であると考えられる。

### (3) 長さ標準器

線源-基準点間距離の計測等におけるトレーサビリティを確保するため、JCSS 校正証明書付きの金属製直尺を購入した。

#### 7.4 RI 線源等使用記録、官庁検査対応

照射室別の RI 線源等の使用時間を表 7.2 に示す。許可使用時間である 40 時間／週を超えることは無かった。照射室の年間稼働日数は 209 日であった。

照射室(B)の  $^{238}\text{Pu}\cdot\text{Be}$  線源及び濃縮ウランコンバータ付き半導体検出器（臨界警報装置）について、IAEA による実在庫調査（PIV）を平成 18 年 3 月に受けた。

また、放射線障害防止法の改正に伴い、経過措置の対象となる密封線源(3.7MBq 以下)及び下限数量以下の線源の適正管理を行うため、従来からの管理に加えて、研究所通達に基づく管理台帳を整備した。なお、経過措置対象の線源 50 個、下限数量以下の線源 144 個及びウラン線源等 70 個について在庫及び健全性の確認を行った。

#### 7.5 付帯設備等・その他

経年変化及び代替フロン化に対応すべく、電気標準室/長時間試験室系の空調機の更新を行った。火災報知機による監視強化のため、検知端の増設（喫煙エリア、トイレ）を行った。一般排水汚水槽のポンプを更新した。

また、クレーン等の定期的な点検も実施した。

その他、計測機器校正施設におけるトレーサビリティ管理体系を定めた放射線標準管理要領、照射装置類の取扱方法について定めた校正用照射装置等取扱要領及び施設操業全般の管理方法を定めた運転管理要領について、適宜、見直しを行った。

---

#### 参考文献

- ① Guide to the expression of Uncertainty in Measurement
- ② 平成 16 年度放射線安全部年報(業務報告)、JNC TN8440 2005-010、p.83-84
- ③ S. Mikami, et al., “Consideration on Calibration and Correction Factors of an  $H_p(10)$  Chamber for Different Radiation Qualities and Angles of Incidence”, Radiat. Prot. Dosim. (in press)

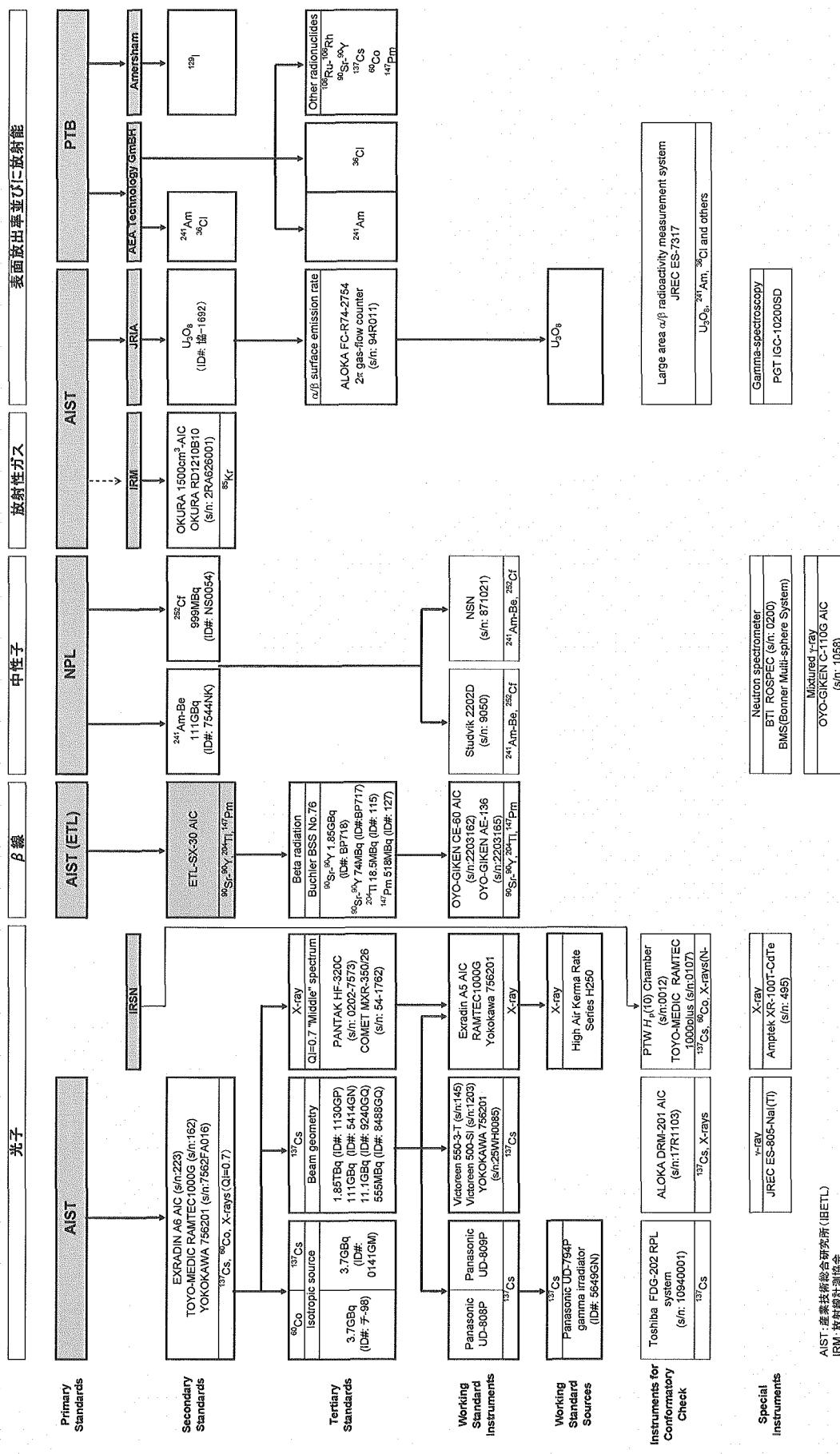


図7.1 放射線・放射能にかかるトレーサビリティ経路

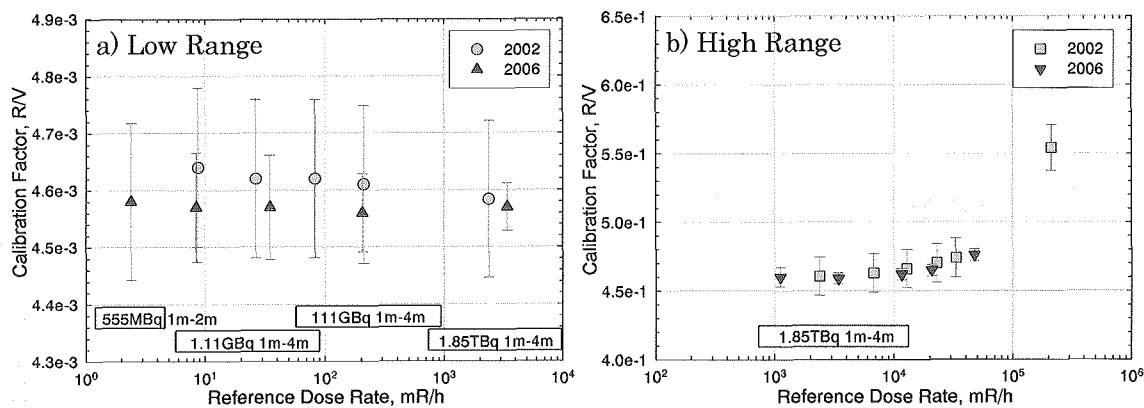


図 7.2 照射線量率基準測定器の校正定数

誤差棒は、校正の拡張不確かさ( $k=2$ )を示している。また、計測機器校正施設の $^{137}\text{Cs}$ 照射装置による線量率範囲も併せて示した。

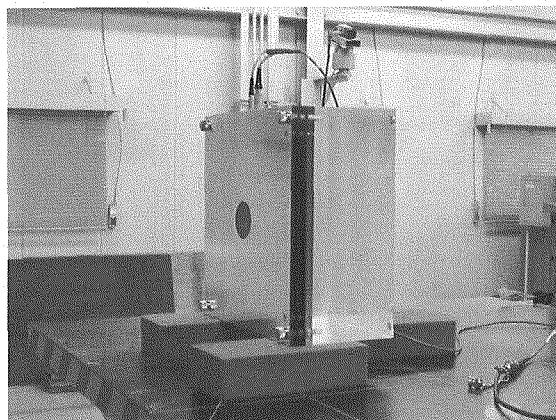
図 7.3  $H_p(10)$ 電離箱の外観

表 7.1 空気等価電離箱で評価した  $H_p(10)$ に対する  $H_p(10)$ 電離箱で評価した  $H_p(10)$ の比 (X 線線質指標約 0.7)

管電圧、kV	$E_{\text{eff}}$ 、keV	$H_p(10)$ 電離箱／空気等価電離箱
50	36.9	0.95
60	43.4	0.96
75	54.4	0.95
100	71.6	0.96
125	88.9	0.98
150	107	0.98
175	125	1.00
200	144	1.01
225	162	1.02
250	179	1.01

空気等価電離箱及び  $H_p(10)$ 電離箱の校正の不確かさは、3%及び4.1%(いずれも  $k=2$ )であることから、両者は不確かさの範囲内で一致している。

表7.2 RI線源等の年間使用回数、使用時間及び使用日数（計測機器校正施設）

核種	許可数量	照射装置等	使用回数 <sup>*1</sup> (四半期) [回]				使用時間 <sup>*2</sup> (四半期) [時間：分]				使用日数 <sup>*3</sup>	
			1	2	3	4	合計	1	2	3	4	
Cs-137	1,85 TBq		535	324	294	315	1468	57:07	35:21	30:38	21:09	144:15
Cs-137	555 MBq	Cs-137照射装置	268	33	230	79	610	31:04	7:24	20:04	10:53	69:25
Cs-137	11.1 GBq		379	113	237	135	864	4594	33:07	5:09	17:16	7:20
Cs-137	111 GBq		332	535	530	255	1652	22:31	22:41	27:29	12:58	85:39
Co-60	3.7 GBq	γ線照射装置	70	34	15	0	119	156	3:51	2:11	3:03	0:00
Cs-137	3.7 GBq		13	16	8	0	37	0:15	0:48	0:08	0:00	1:11
Am-241-Be	111 GBq		136	402	113	209	860	21:41	39:52	2:40	18:37	82:50
Cf-252	999 MBq	中性子照射装置	1384	192	253	415	2244	3104	77:57	6:57	14:37	16:29
Pu-238-Be	370 GBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00
Am-241	296 GBq	低エネルギー線照射装置	169	6	88	12	275	275	8:23	0:14	4:20	0:35
Cs-137	18.5 GBq	線量計自動照射装置	10	27	16	11	64	10:50	24:35	10:32	6:00	51:57
Sr-90	74 MBq		6	0	0	9	15	1:17	0:00	0:00	4:07	5:24
Sr-90	1.85 GBq	β線照射装置 (貯蔵箱1)	0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00
Tl-204	18.5 MBq		0	0	0	5	5	0:00	0:00	0:00	0:09	5:33
Pm-147	518 MBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00
Co-60	37 MBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00
Ra-226	4.07 MBq	貯蔵箱2	0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00
Ra-226	37 MBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00
Cs-137	37 MBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00
X線発生装置 (HF-320C)	X線発生装置		132	61	174	84	451	2:49	1:03	13:25	5:59	23:16
												32
												32
												209 <sup>*5</sup>

\*1 照射装置が動作した回数、\*2 照射時間、\*3 線源毎の使用日数、\*4 照射装置毎の使用日数、\*5 校正室の稼働日数 (照射装置・線源を使用した日数)

## 8. 主要な設備機器の整備、維持管理

### 8.1 新規設備の開発・設置

#### 8.1.1 緊急時環境モニタリング機材等の整備

##### (1) 環境モニタリングデータ表示画面の高度化

施設で事故・トラブルが発生した場合には、研究所緊急時対策所で、モニタリングステーション及びモニタリングポスト等で測定された空間放射線線量率データおよび気象観測データ等を大型スクリーンに投影し、環境モニタリング情報の共有化を図ることができる。しかし、これまでには、1つのシステムにより種々の環境モニタリングデータの表示処理を行っていたため処理に時間がかかり、スクリーンに投影するデータの更新頻度が10分毎となっていた。このため、最新のモニタリングデータが表示されるのが最大10分後となり、情報共有に遅れが生じるおそれがあった。さらに、空間線量率トレンドグラフ表示画面は縦軸がログ表示のため、微少なデータの変化を表示できない可能性があった。そこで、平成17年度は、空間線量率トレンドグラフ表示システムを新たに作成し、これまでのシステムと平行で連続稼働できるようにシステムを整備した。

##### ① 空間線量率リアルタイムトレンドグラフ表示システムの作成

空間線量率リアルタイムトレンドグラフ表示システムの作成にあたっては、環境モニタリングデータの変動の確認に有効な線量率1分値トレンドグラフ表示画面を対象とし、データ表示の更新間隔を1分毎とすることにより、データのリアルタイム性を向上させた。また、縦軸の目盛りを任意に変更できるようにすることにより、微少なデータの変化が捉えられるようにした。さらに、研究所内外の13局舎のモニタリングステーションおよびモニタリングポスト等のデータを3つのグラフに集約して表示し、1つの画面上で確認できるようにするとともに、感雨（降雨）の有無をグラフに追加する等、データの解釈を容易にするための工夫を加えた。作成したトレンドグラフ表示画面の表示例を図8.1に示す。

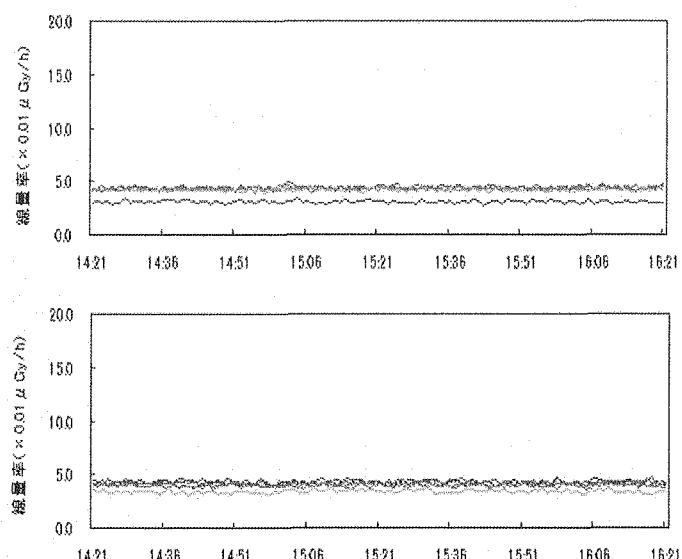
(独)日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター 核燃料サイクル工学研究所 放射線管理部環境監視課

【環境放射線トレンドグラフ】

表示期間：平成18年6月8日 14:21～16:21

NaI(Tl)シンチレーション検出器

■核燃料サイクル工学研究所内 ■



■核燃料サイクル工学研究所外 ■

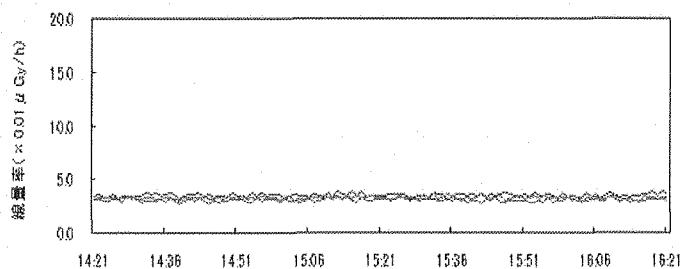


図 8.1 インターネットへの空間線量率リアルタイムトレンドグラフ表示画面

## 8.2 放射線管理用機器の保守校正

再処理施設、核燃料物質使用施設などの施設内の放射線管理及び施設周辺の環境監視に使用する放射線測定器類（定置式モニタやサーベイメータ等の施設放射線管理用放射線測定器、環境放射線監視設備、臨界警報装置等を含む。以下、「放射線管理用機器」と記す。）は、事業所の再処理施設保安規定、核燃料物質使用施設保安規定等に基づき、定期点検、修理及び校正を実施した。

事業所全体で保守校正の対象としている放射線管理用機器の総数は、図 8.2 に示すように体表面モニタ等が減少に転じた。これは管理区域の指定解除や管理方式の合理化の影響によるものである。

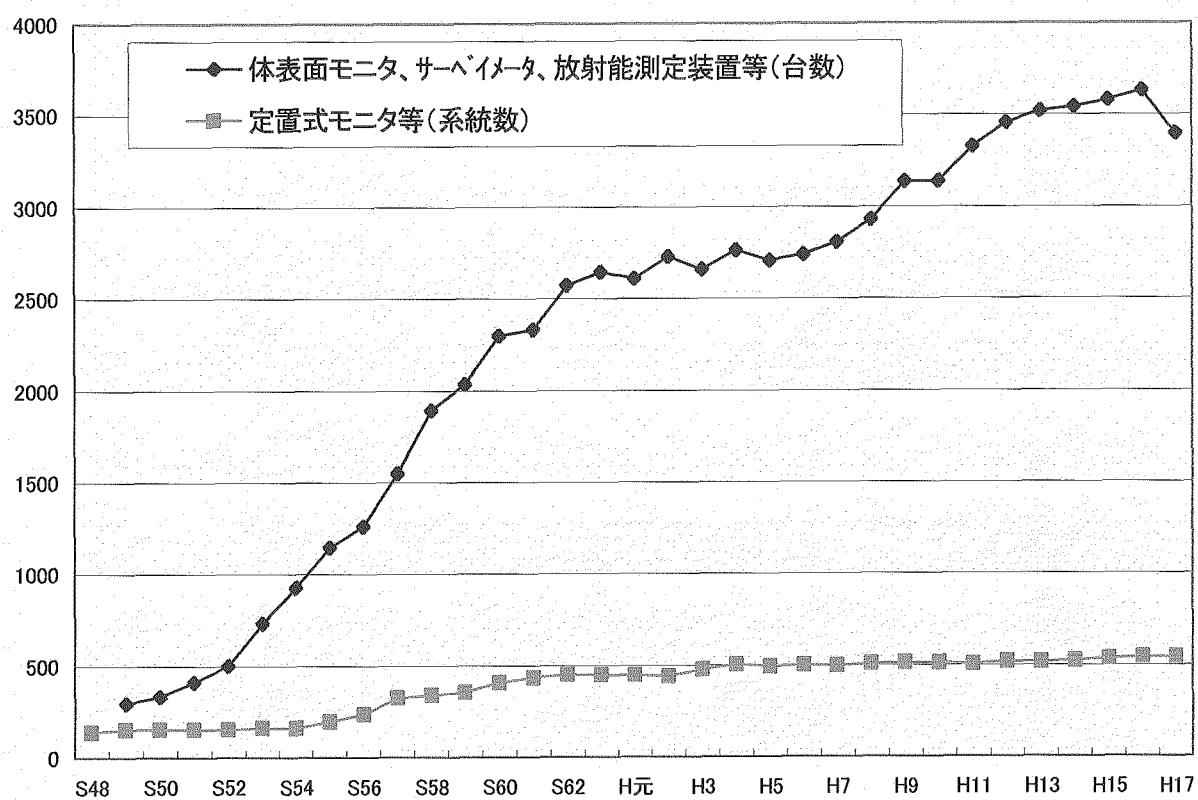


図 8.2 点検対象機器台数の推移

### 8.2.1 臨界警報装置を除く放射線管理用機器の定期点検状況

平成 17 年度の放射線管理用機器に対する点検及び校正の実施状況を表 8.1 に示す。点検の頻度は、基本的に年に 2 回（6 ヶ月毎に実施）としている。点検の項目は、電子回路の出力信号検査、警報装置の作動状況確認や校正用線源を用いた感度検査、指示精度検査等である。

表に含まれる機器以外にもモニタリングステーション、モニタリングポストや再処理施設排水モニタの放射線測定機器についても同様に点検を実施している。

表 8.1 主な放射線管理用機器の点検状況（平成 17 年度）

区分	機器名称	点検台数
排気モニタ	ダストモニタ（ $\alpha$ 線、 $\beta$ 線）、ヨウ素モニタ（ $^{129}\text{I}$ 、 $^{131}\text{I}$ ）、希ガスモニタ（ $^{85}\text{Kr}$ ）	144 系統
定置式モニタ	$\gamma$ 線エリアモニタ	260 系統
	中性子線エリアモニタ	28 系統
	$\alpha$ 線（プルトニウム）ダストモニタ	104 系統
	$\beta$ 線ダストモニタ	99 系統
体表面汚染モニタ	ハンドフットクローズモニタ（ $\alpha$ 線） (フットモニタ（ $\alpha$ 線）を含む)	260 台
	ハンドフットクローズモニタ（ $\beta$ 線） (ゲートモニタを含む)	119 台
サーベイメータ	表面汚染検査用サーベイメータ（ $\alpha$ 線）	980 台
	表面汚染検査用サーベイメータ（ $\beta$ 線）	485 台
	線量当量率サーベイメータ（ $\gamma$ 線）	381 台
	線量当量率サーベイメータ（中性子線）	56 台
放射能測定装置	放射能測定装置（ $\alpha$ 線、 $\beta$ 線）	177 台

### 8.2.2 臨界警報装置の検査状況

臨界警報装置については、再処理施設保安規定、核燃料物質使用施設保安規定に基づき、年1回以上の総合検査を実施し、正常に機能していることを確認した。表8.2に施設別の臨界警報装置の設置台数と総合検査の実施期間を示す。また、再処理施設の臨界警報装置については、再処理施設保安規定に基づき月例検査を実施し、正常に機能していることを確認した。

表8.2 臨界警報装置の設置状況と総合検査実施期間

施設	設置台数	総合検査実施期間	
		前期	後期
再処理施設 分離精製工場	3系統(γ線) 1系統(中性子線)	H17.8.23～H17.8.26	H18.1.23～H18.1.27
プルトニウム転換技術 開発施設	8系統	H17.8.8～H17.8.12	H18.1.16～H18.1.20
プルトニウム燃料 第1開発室、第2開発室	8系統	H17.8.29～H17.9.2	H17.12.19～H17.12.26
プルトニウム燃料 第3開発室	14系統	H17.9.12～H17.9.21	H17.11.25～H17.12.2
高レベル放射性物質 試験施設(CPF)	1系統	H17.9.22～H17.9.27	H18.2.13～H18.2.16

### 8.2.3 主な予防保全

臨界警報装置の予防保全は、計画的に部品交換を行うこととしている。平成17年度は、点検時の調整余度が少なくなり、規定の性能の維持が困難になるおそれがあるプルトニウム燃料第3開発室のパワーアンプとプルトニウム転換技術開発施設の音系異常検出器等について、メーカー調整(部品交換)を実施した。

排気モニタ関係の予防保全は、排気空気試料をサンプリングするためにドライポンプについて、平成17年9月に(32台)と平成18年2月に(9台)の保守(分解点検・清掃及び摩耗部品の交換等)を実施した。

点検結果としては特に問題となるような不具合は認められなかった。

### 8.2.4 再処理施設における放射線管理用機器に係る施設定期検査対応状況

平成16年度の再処理施設定期検査のうち定置式モニタ類の性能に関する検査は、平成17年8月30日～10月3日に行われ、検査結果は全数合格であった。

表 8.3 再処理施設定期検査における放射線管理用機器に係る検査状況

対象機器	検査項目	施設名 <sup>(注)</sup>	モニタ番号	検査結果
$\gamma$ 線エリアモニタ 中性子線エリアモニタ	感度校正	DN	$\gamma$ -9	合格
	指示精度	Kr	$\gamma$ -8	合格
	警報吹鳴	Pu-con	$\gamma$ -3、N-3	合格
$\beta$ 線ダストモニタ $\alpha$ 線(Pu)ダストモニタ	計数効率 指示精度 警報吹鳴	MP	$\beta$ 2-1、 $\beta$ 2-2、 $\beta$ 5-1、 $\beta$ 6-2 Pu-1、Pu-4	合格
		DN	$\beta$ -3	合格
		HAW	$\beta$ -3	合格
		2HASWS	$\beta$ -2	合格
		TVF	$\beta$ -5	合格
		Pu-con	Pu-6	合格
排気モニタ	計数効率 指示精度 警報吹鳴	MP	排気モニタNo.1 ( $\alpha$ 線ダストモニタ、 $\beta$ 線ダストモニタ、ヨウ素モニタ( $^{129}\text{I}$ 、 $^{131}\text{I}$ )、クリプトンモニタ(低濃度用、高濃度用))	合格
臨界警報装置	個別機能の作動 警報吹鳴	MP	検出器(K $\gamma$ 1、2、4、Kn3)	合格
			回転灯 FLB-4、5、9、12、19、22、23、50、56	
			回転灯 FLB-1~9 (屋外)	
			ホーンプロア HB-13、18	
		Pu-con	検出器(K $\gamma$ 1、3、7)	合格
			回転灯 FL-11、13、14、19、21、23、32	
			ホーンプロア HB-31、34、36、51、52	

(注) DN:ウラン脱硝施設、Kr:クリプトン回収技術開発施設、Pu-con:プルトニウム転換技術開発施設、MP:分離精製工場、HAW:高放射性廃液貯蔵場、2HASWS:第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設、TVF:ガラス固化技術開発施設

## 9. 安全研究等の計画的推進

### 9.1 安全研究の推進

日本原子力研究開発機構の使命である核燃料サイクルの研究開発の実施にあたり、安全の確保を大前提としてこれに取り組むことが重要であり、これを踏まえて関連する安全研究の一層の充実を図ることが求められている。

国の「安全研究年次計画」との整合を図り、研究の進展及び外部の状況の変化等に柔軟に対応し、安全研究を計画的且つ効率的に実施する為に、「安全研究基本計画」（平成13年度～17年度）を平成12年10月に策定し、これに基づき平成13年度より5ヶ年計画の課題に着手し、最終年度である今年度（平成17年度）も計画に従い継続実施、5ヶ年のとりまとめに着手した。

上記基本計画において、核燃料サイクル工学研究所では、核燃料サイクル分野の安全研究として、核燃料施設分野、耐震分野、確率論的安全評価分野、環境放射能分野、廃棄物処分分野に関する研究課題を担当しているが、放射線管理部ではそのうち表9.1に示す研究課題に取り組んでおり、平成16年度までの旧東海事業所における安全研究のとりまとめについては、旧安全研究グループがこれを担当していたが、平成17年度改組により安全研究グループの廃止に伴い、各部門において担当、10月の二法人統合後、国登録の安全研究課題及び重点安全研究計画については、機構本部安全研究センターが、旧サイクル機構社内研究分については、機構本部安全統括部がとりまとめを担当することとなった。次項に、各研究課題の平成17年度に得られた成果の概要を示す。

なお、前年度（平成16年度）の安全研究の成果をとりまとめ、「安全研究成果の概要（平成16年度—核燃料サイクル分野）」（JNC TN1400 2005-018）を平成17年8月に策定、公開した。また、社内研究分については、平成13年度から平成17年度までの5ヶ年の成果を年度内にとりまとめた。（当該とりまとめ分については、「安全研究基本計画による社内研究5カ年成果（平成13年度～平成17年度）」（JAEA-Review 2006-018）を平成18年5月に策定、公開した。）国登録の課題については、次年度（平成18年度）、安全研究センターの指導のもととりまとめが実施される予定である。

また、原研との統合を踏まえて、昨年に引き続き原研・サイクル機構合同安全研究成果報告会が平成17年7月29日に、東京にて共同開催された（JAEA-Conf 2006-002、2006年3月）。

表 9.1 安全研究基本計画登録課題リスト  
(平成 13 年度～平成 17 年度)

種類	研 究 課 題 名		主担当部署
核燃料施設分野	○1-1	MOX 加工施設等の臨界管理に関する研究	東海、サイクル研、放管部 線量計測課
	○2-1	核燃料施設における中性子線量評価に関する研究	東海、サイクル研、放管部 線量計測課
	○3-2	異常事象時における換気系の安全性に関する研究 ※1)	東海、サイクル研、放管部
	○4-1	臨界監視技術の高度化に関する研究	東海、サイクル研、放管部 線量計測課及び放管 2 課
	○4-2	走行式放射線モニタの高度化に関する研究 ※2)	東海、サイクル研、放管部 放管 1 課
	4-4	$\alpha$ 線放出核種の放射線管理技術の向上に関する研究	東海、サイクル研、放管部 放管 1 課及び環境監視課 人形・安管課
	4-5	放射線管理用機器の性能向上に関する検討	東海、サイクル研、放管部 線量計測課及び放管 1 課
確率論的安全評価	○2-2	MOX 加工施設の確率論的安全評価の適用研究	東海、サイクル研、放管部
環境放射能分野	○3-1	海洋における放射性核種の挙動と拡散予測モデルに関する研究	東海、サイクル研、放管部 環境監視課
	○3-2	地球規模の海洋環境における放射性物質移行モデルに関する研究	東海、サイクル研、放管部 環境監視課
	○6-1	環境試料の迅速分析及び測定技術の高度化に関する研究	東海、サイクル研、放管部 環境監視課
	○6-2	緊急時における個人被ばくモニタリング手法に関する研究	東海、サイクル研、放管部 線量計測課
	○6-4	極低濃度長半減期放射性核種の定量法に関する研究	東海、サイクル研、放管部 環境監視課

※ 1) 平成 17 年度の組織改定に伴い、継続実施のための体制が維持出来なくなり、平成 16 年度で終了している。

※ 2) 「走行式放射線モニタの高度化に関する研究」は平成 13 年度から 5 年計画で研究開発を進めてきたが、JCO 臨界事故後、他事業者やメーカー等においても様々な事故時対応用ロボットの開発が急速に進められた。これらのロボットが有する個々の機能を取り入れ組み合わせることにより、基本設計ができる見通しがついたため、当初平成 17 年度までの予定としていたものを、平成 16 年度で終了している。

○印：国の年次計画に登録

4-4 及び 4-5 については、社内研究課題（施設の安全性向上）として平成 14 年 5 月付けて追加登録。

## 9.2 安全研究等の実施

サイクル工学研究所では、わが国最初の再処理施設やMOX燃料施設があり、それらの施設の特徴を踏まえ、 $\alpha$ 線放出核種や中性子線に着目した技術の高度化に関する研究や、施設からの放出される核種に着目した環境影響評価手法に関する研究を実施してきている。

平成17年度においては、表9.2に示す安全研究等を行い、放射線管理技術の向上に努めた。これは前述の放射線管理部が担当する安全研究として登録されたものと、自主的に研究開発を進めているものが含まれている。

表9.2 平成17年度における安全研究等の実施項目

種類	実施項目	
個人被ばく線量測定・評価技術の高度化研究	(1)	中性子個人線量計のフィールド実験のためのファントムの検討
	(2)	イメージングプレートを用いる肺モニタリング法の研究
	(3)	中性子個人線量当量基準測定器の開発
放射線モニタリング技術の高度化研究	(1)	高レベル放射性表面汚染が測定可能な $\alpha$ 線サーベイメータの開発
	(2)	$^{241}\text{Am-Be}$ 標準中性子線源における中性子フルエンス分布の非等方性
	(3)	MOX燃料施設を模擬した減速中性子校正場における中性子スペクトル評価
	(4)	$\gamma$ 線用臨界検出器の反跳陽子等による応答特性の計算
	(5)	排気ダストモニタリング用捕集材に含まれる天然ウランのバックグラウンド調査
	(6)	ZnS(Ag)シンチレーション式サーベイメータによるエネルギー弁別法の検討
	(7)	放射線管理用機器(定置式モニタ)の性能向上に関する研究
	(8)	時間間隔解析法を用いたバックグラウンド補償型・線測定法の開発
環境影響評価手法の研究	(1)	海洋大循環モデルを用いた平均実効線量算出に関する検討
	(2)	海産生物におけるPu及びAmの濃縮係数について
	(3)	大気拡散計算に関連する気象観測データの解析
	(4)	原子力施設周辺の実時間環境線量評価システムの高度化に関する研究
	(5)	再処理施設から大気放出される炭素14の環境挙動モデルの国際比較研究
先行基礎工学研究	(1)	イメージングプレートを用いた $\alpha$ 線検出法の開発とその応用
	(2)	天然鉱物を用いたルミネッセンス法による被ばく線量測定方法の開発
安全工学研究	(1)	核燃料施設の安全解析手法の開発・整備
	(2)	核燃料施設の確率論的安全評価の適用研究

### 9.2.1 個人被ばく線量測定・評価技術の高度化研究

#### (1) 中性子用個人線量計のフィールド実験のためのファントムの検討

個人線量計の校正用ファントムには、メタクリル樹脂製の平板形や水槽形のものがあるが、中性子用個人線量計の校正については、人体に入射する放射線の後方散乱特性をよく再現するということから、ISO で規定された外寸 30cm×30cm×15cm の水槽形ファントム（以下、「ISO 水ファントム」という。）が実用上最適である。

しかし、アルベド TLD や臨界事故時用のインジウム箔に代表される熱中性子検出に基づく個人線量計では、その方向特性がファントムの形状や肺構造に大きく影響を受けることが指摘されている。これは、前方からの入射が支配的であることが特定できない事故的な被ばく状況（例えば臨界事故など）では、その方向が線量評価の際に大きな誤差要因となる可能性を示している。そこで、こうした被ばく条件下における中性子線量計のレスポンス変化の調査と、フィールド実験の際に使用すべきより適切なファントムについて検討を行った。

今回は、ISO・JIS 等で規格された 4 種のファントム及び人体形状ファントムを対象とし、ファントム表面に個人線量計の代用として  ${}^3\text{He}$  比例計数管を設置したものを  ${}^{252}\text{Cf}$  線源及び減速材の組み合わせによるハイブリッド減速中性子校正場で照射し、方向特性等を調査した。なお、人体形状ファントムについては、線量計の装着部位による影響の違いも調査する目的から胸部及び腹部の 2 点について検討を行った。

図 9.1(1)に、それぞれのファントムに対し  ${}^{252}\text{Cf}$  線源からの中性子を前方より入射させた時（この時を入射角  $\alpha=0^\circ$  とする）の計数値を 1 とした場合の、 $\alpha=0^\circ \sim 180^\circ$  における方向特性を示す。また、 ${}^{252}\text{Cf}$  線源の周囲に 100mm の円筒形 PMMA を配置した、フルエンス平均エネルギー 0.96MeV の減速場で照射した結果を図 9.1(2)に示す。人体形状ファントムの胸部と腹部では、特に背面からの入射において顕著な差異が見られる。X 線撮影用として JIS で規格された楕円柱水ファントム（腹部模擬）と中空水ファントム（胸部模擬）でも同様の傾向が見られることから、肺構造による影響が示唆される。なお、ISO 水ファントムの方向特性は、前面からの入射において人体形状ファントムとよく近似しており、前面～側面の入射で人体より低い、すなわち安全側といえる応答が得られることが確認できた。なお、背面からの入射では人体形状ファントムとの顕著な差がみられるが、人体胸部と腹部の中間的な応答であり、個人線量計の設置部位を特別に限定しない体幹部用標準ファントムとしての適切さも確認できた。

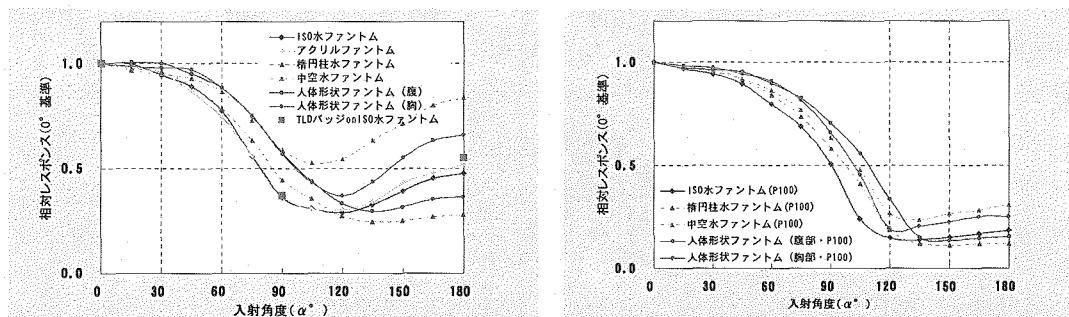


図 9.1 ファントムによる方向特性の違い

左 : (1) ${}^{252}\text{Cf}$  照射 右 : (2)減速場( $E_\phi=0.96\text{MeV}$ )照射

(線量計測課：高田 千恵)

## (2) イメージングプレートを用いる肺モニタリング手法の研究

## 【概要】

吸入摂取により肺に沈着したプルトニウム同位体及び<sup>241</sup>Amから放出される低エネルギーの特性X線及びγ線に感度を有するイメージングプレート(IP)を用いた肺モニタリング手法の研究を行った。

IPは二次元放射能画像装置であり、既存の体外計測機器では困難な放射能(線)分布を広範囲で画像化できる特徴を有しており、甲状腺モニタリングに実績がある。昨年度の研究では、<sup>241</sup>Amが均一に分布した肺形状線源が挿入されたファントム表面にIPを密着させて照射を行い、線源形状の画像がIP上で読み取れること及び<sup>241</sup>Am単一核種であれば肺モニタと同程度の検出限界値が得られることを確認した。今年度は、線源中の核種を<sup>239</sup>Puに変更し、同様な特性試験を行い、IPの肺モニタリングへの実用性を検討した。

## 【材料及び方法】

厚さ20cmの鉄室内において、リバモアローレンスファントムに<sup>239</sup>Pu肺形状線源(180kBq、純度:99.9985%)を挿入し、IPをファントム前面及び背面に固定して、1~12時間照射を行った(図9.2)。照射終了の10分後に専用の読取機(FLA-5100)によって潜像を読み取り、解析用コンピュータに出力される二次元画像を解析した。この二次元画像は、IPに入射した光子のフルエンスに比例したLAU値(Linear Arbitrary Unit)を持った画素で構成されるため、検出下限値の評価では、線源形状を包含する様に設定した関心領域中のLAU値の積算値を用いた。バックグラウンド値としては、放射性物質を含まないブランクの線源を挿入した上記ファントムを用いて求めた。

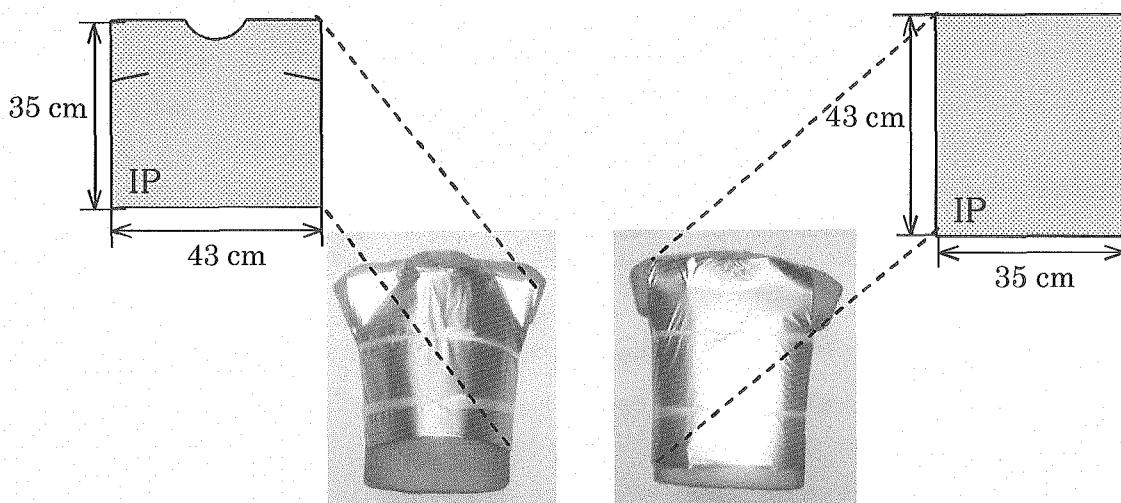


図9.2 IPの照射中の様子

## 【結果】

ファントム前面及び背面において、照射を前面に 2.5 時間、背面に 4 時間以上行うことによって、 $^{239}\text{Pu}$  肺形状線源の解析用コンピュータに出力される二次元画像は明確となった（図.9.3）。IP の検出下限値を評価した結果、前面照射で照射時間が 1 時間、2.5 時間、4 時間、8 時間及び 12 時間の場合、それぞれ 1666Bq、1500Bq、927Bq、349Bq 及び 245Bq であった。

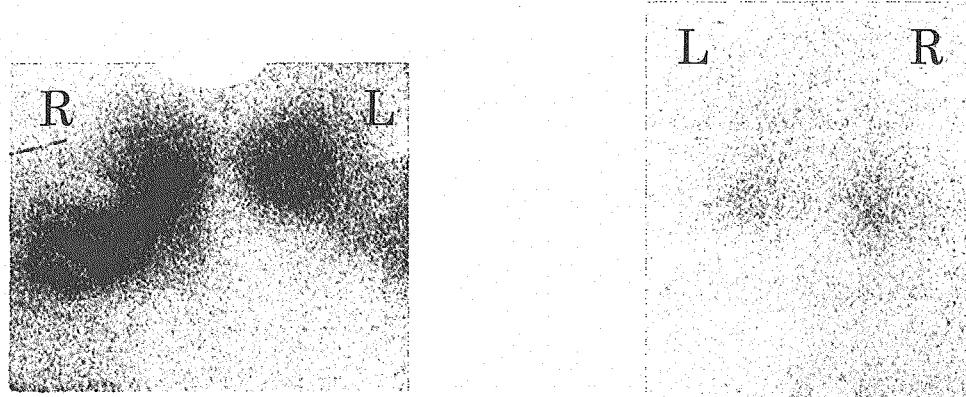


図 9.3  $^{239}\text{Pu}$  肺形状線源の二次元画像（左：ファントム前面、右：ファントム背面）

## 【結論】

IP を用いた肺モニタリング手法のフィージビリティが確認された。昨年度の研究成果と併せ、IP を用いることにより、 $^{241}\text{Am}$  及び  $^{239}\text{Pu}$  肺形状線源を挿入したファントムの胸部表面上の IP に入射した光子のフルエンスの分布を画像化することが可能である。また、核種が特定できる場合の検出限界値は既存のゲルマニウム検出器を用いた肺モニタと同程度であった。

（線量計測課：栗原 治）

## 【参考文献】

- [1] 廣田ほか、日本保健物理学会第 39 回研究発表会要旨集。
- [2] 廣田ほか、日本放射線安全管理学会 第 4 回学術大会要旨集。

## (3) 中性子個人線量当量基準測定器の開発

中性子のエネルギー分布と入射方向分布が未知の作業環境において中性子個人線量計のフィールド実験を実施する際に、個人線量計によるモニタリング量である個人線量当量 ( $H_p(10)$ ) を定量するための測定器（中性子個人線量当量基準測定器）を開発している。図 9.4 にその外観を示す。本測定器は、ポリエチレン減速材でカバーした  $^3\text{He}$  比例計数管をより大きな遮へい体（ボロンポリエチレン）の中に埋設する構造を採用することによって、エネルギー特性と方向特性の両特性が  $H_p(10)$  のそれに可能な限り合致するよう設計したものである。モンテカルロ計算によって求めた様々な入射角度に対するフルエンスレスポンスと線量当量レスポンスを図 9.5 に示す。図には、国産の周辺線量当量率モニタ（NDN1）の特性も参考のため示した。エネルギー特性、方向特性とともに、 $H_p(10)$  のそれにかなり近い特性の実現が期待できることが分かる。

本測定器を、中性子個人線量計のフィールド実験を実施する際の基準測定器として利用していくための改良・検討を、適切なファントムの検討とあわせ、今後進めていく。

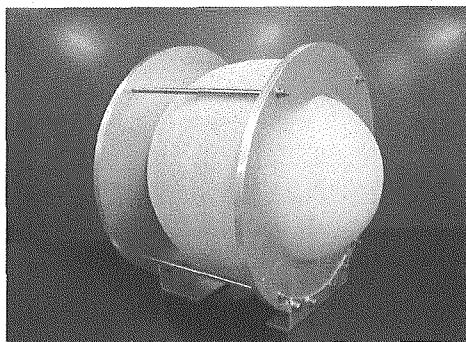


図9.4 中性子個人線量当量基準  
測定器の外観  
(富士電機システムズ株式会社との共同開発)

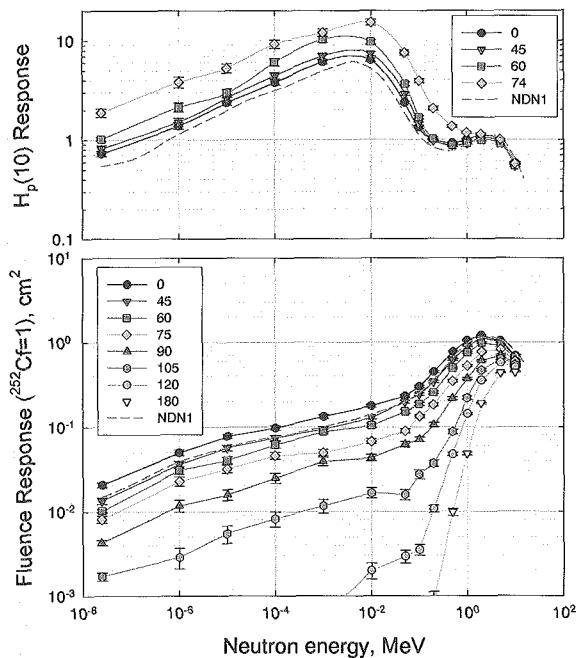


図9.5 モンテカルロ計算によって算出した、様々な  
な入射角度に対するレスポンス特性  
( $^{252}\text{Cf}$ に対するレスポンスを1に規格化している)

(線量計測課：辻村 勝雄)

### 9.2.2 放射線モニタリング技術の高度化研究

#### (1) 高レベル放射性表面汚染が測定可能な $\alpha$ 線サーベイメータの開発

$\alpha$  線放出核種による放射性表面汚染の管理には、ZnS(Ag)シンチレーション式表面汚染サーベイメータが多く用いられる。当研究所で使用している測定器の場合、33kBq(計数率 300kcpm 相当<sup>†1</sup>)まで測定可能であるが、より高レベルの表面汚染が測定できるように ZnS(Ag)の密度を調整し、 $\alpha$  線の検出感度を下げたシンチレータを作成した。これを表面汚染サーベイメータ（アロカ製 TCS-215）に取り付け、機器効率及び直線性試験を実施した。ここでは、シンチレータ塗布密度の異なる A、B、C の 3 種類のシンチレータ（有効寸法：14.4cm×5cm）を製作・試験した結果を述べる。

シンチレータの A は標準品であり、B 及び C は塗布密度をその 1/18 及び 1/130 に低下させたものである。これらについて、酸化ウラン線源及び  $^{241}\text{Am}$  線源を用いて、機器効率を求めた結果を表 9.3 に示す。シンチレータの A に対する B 及び C の機器効率は、1/4、1/35 程度となった。次に、 $^{241}\text{Am}$  チェック線源（公称放射能 3MBq；放射能面 9.6mm×9.6mm）を用いて直線性を評価した結果を図 9.6 に示す。ここでは線源を直径 1~5mm の穴を設けた PET シートで覆い、開口部面積と計数率の関係として示した。A の場合、フルスケールを超える 50kBq 相当(3.7mm<sup>2</sup>)でも計数値の低下は 25% 以内であった。シンチレータ C の場合は 280kBq 相当(20mm<sup>2</sup>)でも直線性を失っていない。このことから、シンチレータを ZnS(Ag)塗布密度の低いものに交換するだけで、そのダイナミックレンジを高レベル側にシフトさせることが可能である。今後、より高い計数率域についても試験を行う予定である。

表 9.3 密度の異なるシンチレータにおける機器効率

シンチレータ (ZnS(Ag)塗布密度、 相対値)	$\text{U}_3\text{O}_8$	$^{241}\text{Am}$
A (1.0)	53%	56%
B (0.057)	11%	13%
C (0.0077)	1.4%	1.6%

使用線源： $\text{U}_3\text{O}_8$ (10×5cm; 放出率  $306\text{s}^{-1}$ )  
 $^{241}\text{Am}$ (15×10cm; 放出率  $4420\text{s}^{-1}$ )

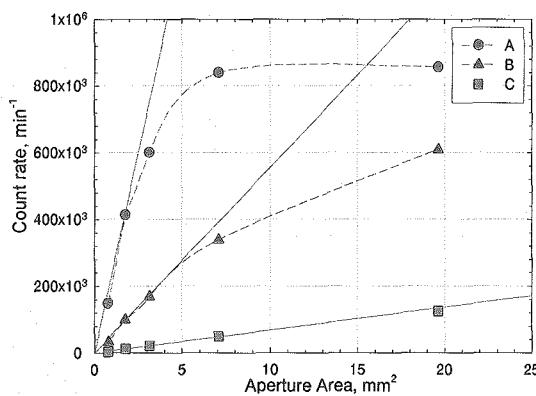


図 9.6 各シンチレータにおける直線性試験の結果

(線量計測課：吉田 忠義)

<sup>†1</sup> 通常メータ指示値は、酸化ウラン線源を用いて校正(線源効率 0.5 として)を行い、“dpm”表示(Bq に 60 を乗じたもの)になるよう調整されており、フルスケールは 2000kdpm である。

(2)  $^{241}\text{Am-Be}$  標準中性子線源における中性子フルエンス分布の非等方性

$^{252}\text{Cf}$  や  $^{241}\text{Am-Be}$  等の標準中性子線源は、一般に、ステンレス鋼からなる円筒形カプセル（線源カプセル）に線源物質が封じられており、カプセル材等との相互作用によって中性子の放出角度分布が等方分布からわずかに変化することが知られている。我々は、この問題について、線源カプセルの外側の周辺構造物に着目し、モンテカルロ計算による中性子フルエンス分布の非等方性の評価に取り組んできた[1, 2]。従来の計算では、線源カプセルの内部をボイドとして取り扱っていたが、 $^{241}\text{AmO}_2$  と Be の混合物が充填された  $^{241}\text{Am-Be}$  標準中性子線源については、Be( $\alpha$ , n)反応によって発生した中性子が、カプセル材だけでなく、カプセル内の内容物によっても散乱されるため、そうした影響について考慮する必要があった。そこで、AEA Technology QSA 社製の 2 種類の  $^{241}\text{Am-Be}$  標準中性子線源（X3 及び X4 カプセル）について、次に示す方法を用いて、線源周囲の中性子フルエンス分布を計算した。

- ① 適当な粒径（直径）の球形  $^{241}\text{AmO}_2$  クラスタを仮定し、その内部で一様に  $\alpha$  粒子を発生させたときのクラスタ表面における  $\alpha$  粒子のエネルギー（分布）を計算する。
- ② ①の計算結果を「線源  $\alpha$  粒子スペクトル」として、その  $\alpha$  粒子と Be との核反応によって生じる中性子のエネルギー（分布）を計算する。ここでは、JENDL (alpha, n) Reaction Data File 2005 [3] を用いて  $^9\text{Be}(\alpha, n)$  等の反応確率と重心系での中性子の放出角度分布を求め、kinematics から実験室系でのエネルギー分布に変換した。
- ③ ②の計算結果を「線源中性子スペクトル」として、Be を充填した X3 及び X4 カプセル内で中性子を一様に発生させ、Be との散乱影響（例えば Be(n, 2n) 反応）を含む、線源周囲における中性子フルエンス分布（非等方性）を MCNP4C2 で計算する。

上記①②の手順を用いて計算した、 $^{241}\text{AmO}_2$  の粒径を変化させた場合における  $^9\text{Be}(\alpha, n)$  反応によって発生する中性子のエネルギー分布を図 9.7 に示す。また、X3 カプセル（強度  $^{241}\text{Am}$  37GBq、中性子放出率 約  $2.3 \times 10^6 \text{ s}^{-1}$ ）について、そのカプセルの円筒軸に垂直な方向について、上記③の計算によって算出した中性子スペクトルを図 9.8 に示す。図は  $\text{AmO}_2$  クラスタの粒径を  $3\mu\text{m}$  とした場合の計算結果である。ISO8529-1 に示されている標準的なスペクトル（実測値）と比較して、ピーク等の特徴がほぼ再現できていることが分かる。また、X3 及び X4 カプセルについて、天頂角方向におけるフルエンス分布同を計算した結果を図 9.9 に示す。 $90^\circ$  方向における非等方性（補正係数）は、X3 カプセルで 1.030、X4 カプセルで 1.034 であり、文献値[4, 5, 6] とほぼ一致する結果であった。

（線量計測課：辻村 勝雄）

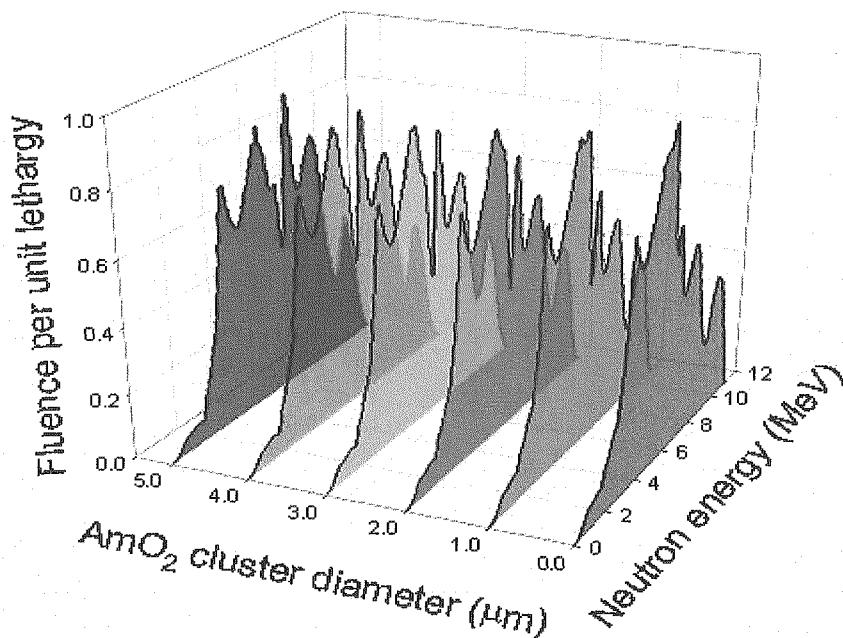
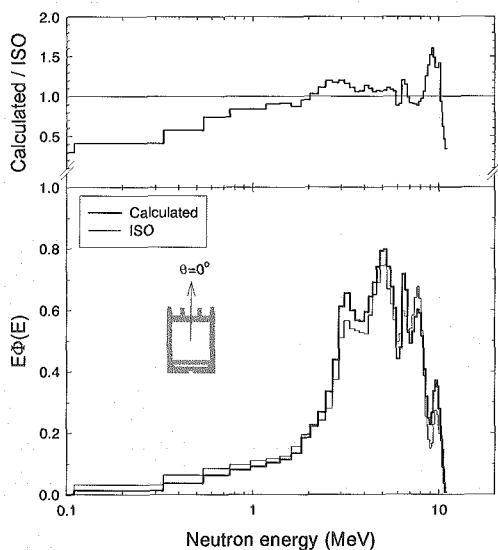
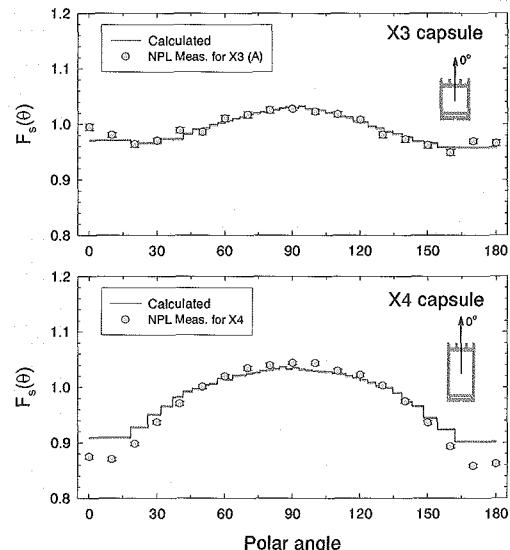
図 9.7  $^{241}\text{AmO}_2$  粒径と  $^9\text{Be}(\alpha, n)$  反応による中性子スペクトルの関係図 9.8 X3 カプセルの外側、 $\theta=90^\circ$  方向における中性子スペクトル (AmO2 粒径 3 μm を仮定)

図 9.9 X3 カプセル (上) 及び X4 カプセル (下) における中性子フルエンスの天頂角分布 (非等方性)

## 【参考文献】

- [1] 吉田ほか、第 41 回アイソトープ・放射線研究発表会要旨集 2a-II-3、(2004).
- [2] 辻村ほか、RADIOISOTOPES, 55(2), 61-70 (2006).
- [3] 入手先 <<http://wwwndc.tokai-sc.jaea.go.jp/ftpnd/jendl/jendl-an-2005.html>>
- [4] C. M. Eisenhauer et al., Radiat. Prot. Dosim., 10(1-4), 43-57 (1985).
- [5] B-H. Kim et al., J. Korean Asso. Radiat. Prot., 26(3), 243-248 (2001).
- [6] NPL Report CIRM 24 (1998).

### (3) MOX 燃料施設を模擬した減速中性子校正場における中性子スペクトル評価

MOX 燃料施設で使用する中性子線量当量(率)測定器の特性評価と校正を目的に、MOX 燃料施設模擬中性子校正場（通称：ハイブリッド減速中性子校正場）を開発・整備した[1]。ここでは、 $^{252}\text{Cf}$  標準中性子線源（公称放射能 999MBq）を、鉄、黒鉛及びメタクリル樹脂からなる減速材で覆い、さらにそれを 1 階グレーチング上と地下 1 階とで使い分けることによって核分裂中性子スペクトルを適度に減速(変化)させ、MOX 燃料施設における代表的作業現場で遭遇する中性子スペクトルによく似た、かつその範囲をカバーする中性子スペクトルを生成することができる。本減速場における基準中性子スペクトル等は、モンテカルロ輸送計算コード MCNP-4C による計算とボナ一球スペクトロメータ(BMS)等による測定から評価していたが、一部の条件において計算値と実験値に系統的な相違が見られたため、実験並びに計算の条件等を全面的に見直し、再評価した。検討した項目は以下の通りである。

#### ① BMS 計数率の変動係数の評価

BMS の追加・繰り返し測定（1F 減速場×2回、B1 減速場×3回）を行った。その結果、計数率の変動係数は、1F 減速場で約 2.5%、B1 減速場で約 2.0% であった。

#### ② BMS 応答関数の再評価

浸漬法を用いて BMS 減速材（ポリエチレン）の比重を定量し、その結果を MCNP-4C による応答関数の計算に反映した。

#### ③ コンクリート中の元素組成が中性子スペクトル計算値に与える影響

コンクリートの元素組成は文献によって異なり、特に散乱線に大きく影響する水素の含有量に着目すると 0.4wt%～1.0wt%もの幅がある。この範囲を上下限として、中性子スペクトルの MCNP-4C による再計算を行い、水素含有量による影響を調べた。

#### ④ NEUPAC によるアンフォールディング計算

BMS による中性子スペクトルのアンフォールディングには、Nakazawa の手法をもとに開発された中性子スペクトルアンフォールディングコード NEUPAC(NEutron Unfolding Program PACKage) [2, 3]を用いた。本コードは、拘束条件として付加した変分形式の、J1 型と呼ばれる汎関数（中性子スペクトル  $\phi(E)$  の関数）の停留点を最小二乗法によって求めることで求解することを基本原理とするものであり、入力値の不確かさを完全な形式（=共分散行列）で取り込むことによって解スペクトルの不確かさを算出することが特徴である。前述した①～③のデータは NEUPAC への入力の不確かさ情報として取り扱った。一例として、直径 231mm のボナ一球の応答関数、B1 減速場—減速材なし（B1-Bare）条件における初期スペクトルの相関係数マトリクスをそれぞれ図 9.10(a)(b)に示す。

BMS によって最終的に評価された、1F 減速場と B1 減速場の中性子スペクトルを図 9.11 に示す。図 9.11 は、 $^{252}\text{Cf}$  線源の中性子放出率を 1 とした場合における距離 100cm での結果であるが、グラフの重なりを避けるため図中に記した係数をデータに乗じている。また、中性子フルエンス及び周辺線量当量について、BMS-NEUPAC から算出した拡張不確かさ( $k=2$ )と、BMS と MCNP-4C によるそれぞれの値を比較した結果を表 9.4 に示す。両者の値は、良く一致している。

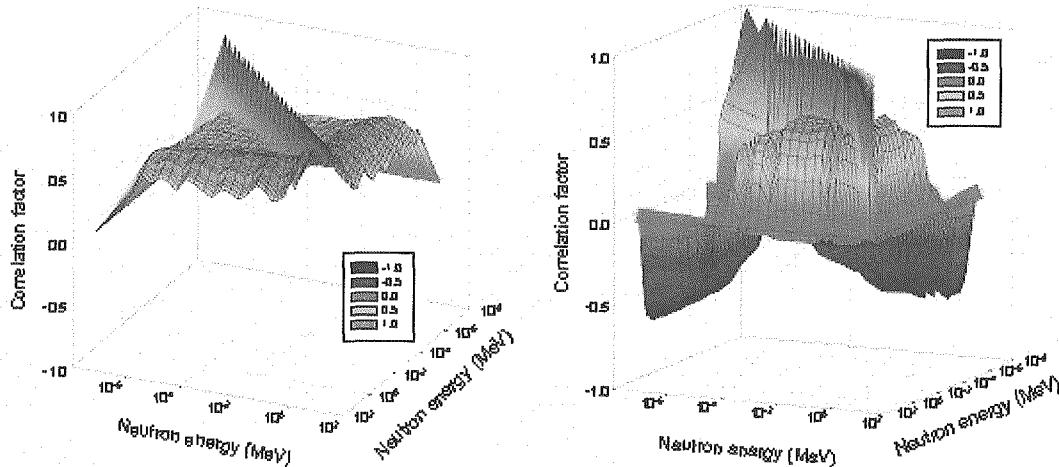


図 9.10(a) 直径 231mm のボナー球応答関数  
の相関係数マトリクス

図 9.10(b) B1-Cf 条件における初期スペクトルの相関係数マトリクス

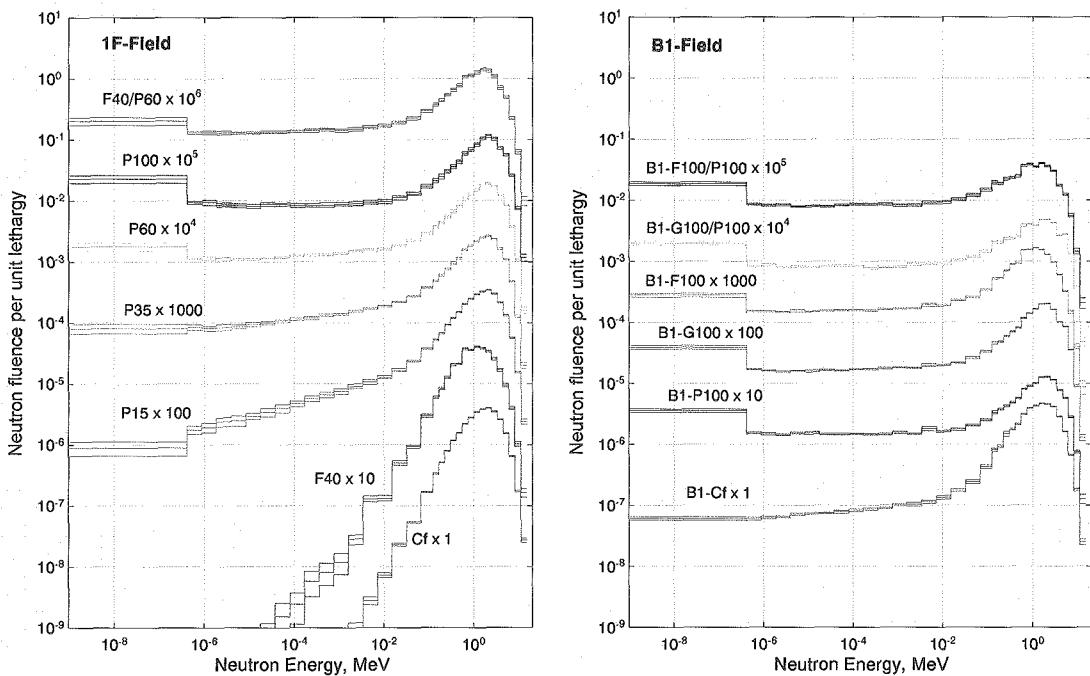


図 9.11 BMS-NEUPAC による中性子スペクトル（中性子放出率=1、距離 100cm）

表 9.4 BMS-NEUPAC から算出した中性子フルエンス及び周辺線量当量 ( $H^*(10)$ )  
の不確かさ( $k=2$ )と、それらの積分値の MCNP 計算値との比較

Moderator code	$\phi$ at 100cm			$H^*(10)$ at 100cm		
	$U_N$ <sup>1)</sup>	M/N <sup>2)</sup>	S/N <sup>3)</sup>	$U_N$	M/N	S/N
Cf	1.8%	1.00	1.00	1.8%	1.00	1.00
P15	1.8%	0.99	1.01	2.2%	0.99	1.01
P35	2.4%	0.98	1.01	2.8%	0.99	1.00
P60	3.4%	0.96	1.00	2.7%	0.99	0.99
P100	5.3%	0.96	1.00	2.6%	1.00	1.00
F40	1.8%	0.99	1.01	1.9%	0.99	1.01
F40/P60	4.0%	0.97	1.00	3.1%	1.00	0.98
B1-Cf	2.2%	1.05-1.02	1.00	2.0%	1.03-1.00	0.99
B1-P100	5.3%	0.96-0.97	1.01	2.0%	0.98-0.95	1.01
B1-G100	4.7%	0.97-0.98	1.01	2.0%	0.99-0.96	0.98
B1-F100	4.2%	0.97-0.97	1.01	2.0%	0.99-0.96	1.00
B1-G100/P100	5.9%	0.95-0.97	0.99	2.4%	0.97-0.91	0.98
B1-F100/P100	6.0%	0.95-0.97	1.00	2.6%	0.97-0.89	0.99

1) NEUPAC 計算による拡張不確かさ( $k=2$ )

2) MCNP/NEUPAC (B1 減速場については、コンクリート中水素含有量 0.4、1.0w%での計算値の比)

3) SAND-II/NEUPAC

(線量計測課：辻村 憲雄)

## 【参考文献】

- [1] 辻村ほか、保健物理、40(4)、354-359 (2005).
- [2] M. Nakazawa and A. Sekiguchi、東京大学大学院工学研究科附属原子力工学研究施設、UTNL-R 96、28p. (1981).
- [3] 関口ほか、動力炉・核燃料開発事業団、PNC TJ260 85-01、79p. (1981).

#### (4) $\gamma$ 線用臨界検出器の反跳陽子等による応答特性の計算

NE102 プラスチックシンチレータと光電子増倍管からなる臨界警報装置用  $\gamma$  線検出器 (RD120) について、JNC レポート[1]等で既に報告している  $\gamma$  線及び中性子による捕獲  $\gamma$  線等によるレスポンスに加えて、従来の計算では考慮していなかった、反跳陽子 ( $H(n, n)H$  反応) 等によるレスポンスを計算した。計算にあたって、以下に示す二種類の方法を用いた。

##### ① 近似計算

水素の弾性散乱断面積をもとに NE102 プラスチックシンチレータ中での弾性散乱（一回散乱）の確率を計算し、それによって発生した反跳陽子がその全エネルギーをシンチレータ中に付与すると仮定した。このとき、反跳陽子のエネルギーは、反跳陽子の平均エネルギーに相当する、入射中性子のエネルギーの半分の値とした。同量のシンチレーション光を生じさせるのに必要となる電子と陽子のエネルギーの関係から、反跳陽子のエネルギーを電子のエネルギーに換算し、電子換算での沈着エネルギー (MeVee) を求めた。単位中性子フルエンス当たりにプラスチックシンチレータに付与されるエネルギー（ただし、シンチレーション光が電子と同等になるよう換算された単位）の計算式を以下に示す。

$$E(E_n) = S \times (1 - \exp(-\Sigma_{el}(E_n) \times t)) \times E_p \times f_e(E_p)$$

ここに、

$E(E_n)$  : 中性子エネルギー  $E_n$  が入射したときの NE102 中に付与される電子換算エネルギー (MeVee)

$S$  : 中性子の入射面積 ( $= \pi \times 1.9052 \text{ cm}^2$ )

$\Sigma_{el}(E_n)$  : エネルギー  $E_n$  の中性子に対する水素のマクロ弾性散乱断面積 ( $\text{cm}^{-1}$ )

$T$  : シンチレータの長さ (5.08cm)

$E_p$  : 反跳陽子のエネルギー ( $= 0.5 \times E_n \text{ MeV}$ )

$f_e(E_p)$  : エネルギー  $E_p$  の反跳陽子によるシンチレーション光と同量のシンチレーション光を発生させる電子のエネルギー（第二の方法で使用する SCINFUL プログラムの Block Data から）

##### ② モンテカルロ計算コード SCINFUL による計算

第二の計算方法では、ORNL で開発されたモンテカルロ計算コード SCINFUL [2] を用いた。このコードは、有機シンチレータの中性子に対するパルス波高スペクトル（中性子スペクトルのアンフォールディングのための応答関数）を計算するコードである。計算の詳細は、第一の方法と基本的には同じであるが、SCINFUL の場合、 $H(n, n)p$  反応の多重散乱も取り扱うほか、 $^{12}C(n, 3\alpha)$  等といったシンチレータ内で生じる全ての核反応とそれらによる発光寄与を扱う。SCINFUL の計算出力は、横軸を MeVee 単位とするパルス波高スペクトルであるが、ここでは、そのスペクトルのエネルギー積分により、シンチレータ中での電子換算での沈着エネルギーを求め、それを単位フルエンス当たりに換算した。

さらに、これらの方法で求めた単位中性子フルエンス当たりのシンチレータ中沈着エネルギーを、フルエンスー中性子組織カーマ換算係数で除することによって、レスポンス(MeV·Gy<sup>-1</sup>)を算出した。①と②の両方法によって算出した、NE102の中性子に対するレスポンスを図9.12に示す。図では、別途計算したγ線に対するレスポンスで規格化している。

②のSCINFULによる計算結果に比べて、①の計算結果は、多重散乱や水素の弾性散乱以外の反応を扱っていないので、わずかに小さなレスポンスを示しているもののエネルギー依存の傾向は良く一致している。中性子エネルギー1~2MeV付近で、約0.1の相対レスポンスを持つことが分かる。図9.13に、既報の二次γ線によるレスポンス(MCNPで計算)にSCINFULによる計算値を加えた結果を示す。RD120の中性子に対するレスポンスは、「反跳陽子等によるレスポンス+二次γ線によるレスポンス」で表わされる[3]。

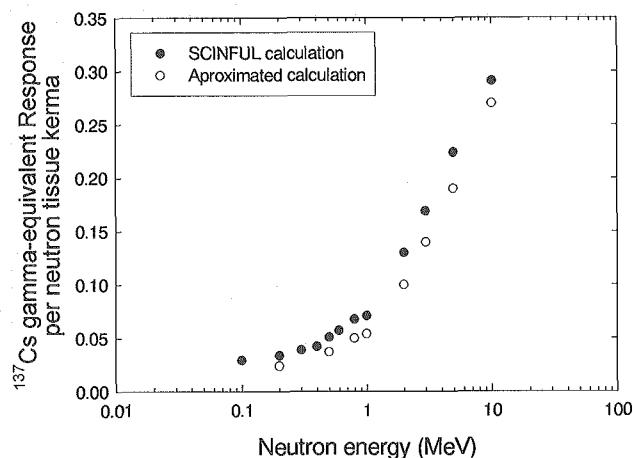


図9.12 近似計算及びSCINFUL計算によって求めた臨界検出器 RD120 の中性子に対するレスポンス

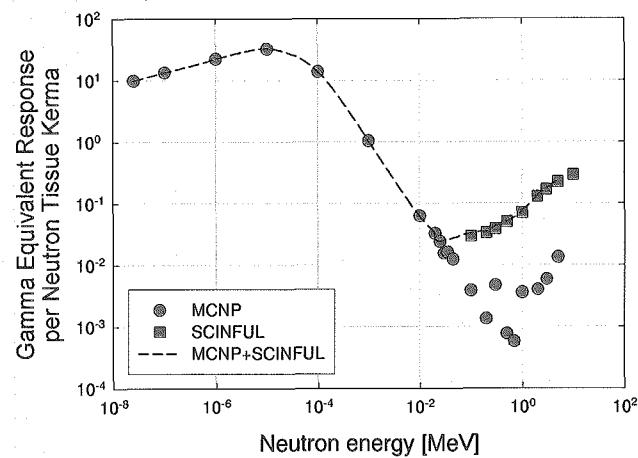


図9.13 RD120 臨界検出器の中性子吸収線量(組織カーマ)当たりのエネルギー応答特性

(線量計測課：辻村 憲雄)

#### 【参考文献】

- [1] 辻村ほか、核燃料サイクル開発機構、JNC TN8410 2004-007、18p. (2004).
- [2] J. K. Dickens SCINFUL: A Monte Carlo based computer program to determine a scintillator full energy response to neutron detection for En between 0.1 to 80 MeV. ORNL-6462, (1988).
- [3] N. Tsujimura and T. Yoshida Energy and angular responses of the criticality accident detector using a plastic scintillator., J. Nucl. Sci. Technol., 48(8)903-90 (2006).

## (5) 排気ダストモニタリング用捕集材に含まれる天然ウランのバックグラウンド調査

## 【はじめに】

MOX 燃料取扱施設などの核燃料サイクル施設では、空気汚染モニタリングとして、 $\alpha$  線放出核種の監視を行っている。排気ダストモニタリングで全  $\alpha$  放射能が有意に検出された場合、発生工程などの原因調査として、ウランとプルトニウムの同位体比を求めるために、排気ダストの放射化学分析を行うことがある。

MOX 燃料は、ウランとプルトニウムを質量比でほぼ 1 : 1 に混合する。ウラン ( $^{238}\text{U}$ ) とプルトニウム ( $^{239}\text{Pu}$ ) では、半減期の違いから放射能比が  $10^{-6}$  と大きく異なるため、捕集材中に含まれるウラン濃度が高いと、排気ダスト試料の分析結果に影響を与える恐れがある。

そこで、排気ダストモニタリング用捕集材（ダストろ紙、マイラ膜）に含まれる天然ウランの BG レベルを調査した。

## 【実験方法及び結果】

HE-40T ろ紙、マイラ膜 それぞれ 1 枚ずつを灰化し、フッ化水素酸と硝酸を用いて分解（以下、全分解という）又は硝酸浸出し、ICP-MS で  $^{238}\text{U}$  を測定した。測定の検出下限値は、 $5 \times 10^{-8} \text{ Bq/ml}$  であった。また、分析前後でろ紙及びマイラ膜の重量を測定した。

結果をろ紙又はマイラ膜 1 枚あたりに含まれる  $^{238}\text{U}$  の濃度として表 9.5 に示す。なお、分析工程プランクは、試料 1 枚に対する濃度として算出した。

表 9.5 ろ紙又はマイラ膜 1 枚あたりに含まれる  $^{238}\text{U}$  の濃度

単位：Bq/枚

分析方法	HE-40T ろ紙	マイラ膜（保護紙含む）	分析工程プランク
全分解	$(7.5 \pm 4.1) \times 10^{-4}$	$(2.0 \pm 0.63) \times 10^{-3}$	$< 1.0 \times 10^{-6}$
硝酸浸出	$(2.3 \pm 0.37) \times 10^{-5}$	$(1.0 \pm 0.07) \times 10^{-3}$	$(9.6 \pm 4.5) \times 10^{-6}$

HE-40T ろ紙は、全分解と硝酸浸出で  $^{238}\text{U}$  濃度が異なった。ほぼ全量が溶解する全分解に比べ、8割程度が残渣となった硝酸浸出では分析工程プランク程度の  $^{238}\text{U}$  しか検出されなかった。マイラ膜は、全分解、硝酸浸出ともにほぼ全量が溶解し、 $^{238}\text{U}$  濃度は、全分解と硝酸浸出とで変わらなかった。

## 【まとめ】

ろ紙とマイラ膜に含まれるウランを足し合わせ、天然ウランとして換算すると、捕集材中の BG ウランの放射能は  $5 \times 10^{-3} \text{ Bq/sample}$  程度となる。MOX 燃料起源のアルファ核種が全アルファ放射能として数ベクレル程度検出された場合でも、ウランに相当する放射能は、 $10^{-6} \text{ Bq}$  程度にすぎず、捕集材そのものに含まれる  $10^{-3} \text{ Bq}$  程度の BG ウランよりも少量となる。したがって、極微量のアルファ核種が検出されたダスト試料について、ウランとプルトニウムの存在比を全分解法に

より調査する際は、捕集材の対照試料の分析を併行して行い、検出されたウランが排気ダストに起因するものか捕集材そのもののBGかを確認する必要があることが分かった。

(環境監視課：水谷 朋子)

---

【報告書名称】

水谷朋子、檜山佳典、藤井純、武石稔、核燃料サイクル施設を対象とした排気ダストモニタリング用捕集材中アルファ核種の放射化学分析、日本放射線安全管理学会第4回学術大会講演予稿集、京都、2005

## (6) ZnS(Ag)シンチレーション式サーベイメータによるエネルギー弁別法の検討

## 【目的・概要】

当試験は、ZnS(Ag)シンチレーション式 $\alpha$ 線用サーベイメータにて、Rn子孫核種に起因する計数を低減するために必要となる諸条件を調べるために行ったものである。

これまでに、Rn子孫核種のエネルギー弁別に最も大きく寄与するのは、シンチレータの厚みであることが分かっており、本年度は、その影響を中心に試験した。

## 【試験方法】

試験は、Rn子孫核種付着物として、メンブレンろ紙、HE40Tろ紙及びカバーオール布地を用い、ZnS(Ag)粉末の粒径が $5\mu\text{m}$ （製造可能な範囲で最も粒径が小さいもの）のシンチレータの厚さを変化させ、各厚さのラドン除去率を求めた。ここで、ラドン除去率とはどれくらいRn子孫核種に起因する計数を低減することができたかを示す指標である。この数値は高ければ高いほど良い。

## 【得られた結果と今後の予定】

図9.14に試験結果を示す。

今回の試験より、Rn子孫核種付着物の種類による依存性は小さく、Rn子孫核種のエネルギー弁別に適したシンチレータの厚みは $10\text{mg}/\text{cm}^2$ 以上ということが分かった。

今後の試験では $1\text{mg}/\text{cm}^2$ きざみで $10\text{mg}/\text{cm}^2\sim15\text{mg}/\text{cm}^2$ までの厚みのシンチレータについて試験し、最適の厚みを決定する。また、ラドン除去率を高くするための諸条件についても調査する。

（放射線管理第1課：井崎 賢二）

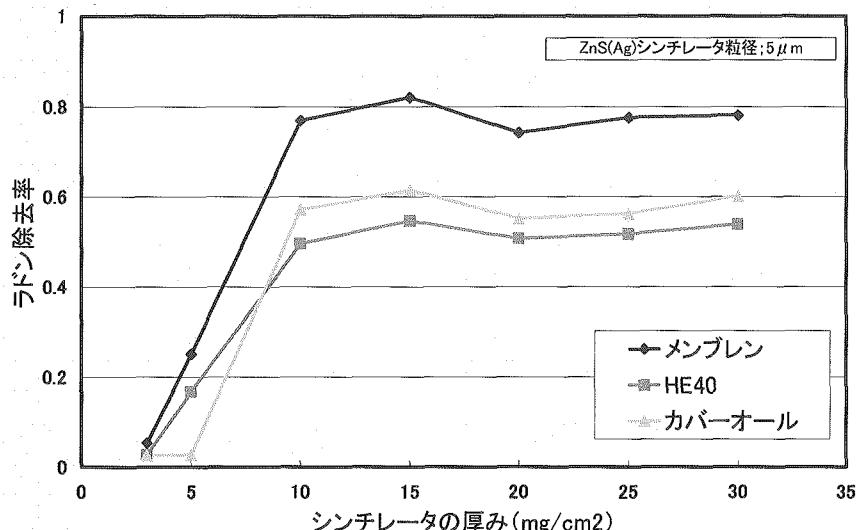


図9.14 各Rn子孫核種付着物に対するラドン除去率

## (7) 放射線管理用機器（定置式モニタ）の性能向上に関する研究

## (a) 誤警報等の原因に関する調査結果

放射線管理モニタの警報吹鳴事例に関するデータベースを作成し、1989年度から2004年度までの使用施設における警報吹鳴事例を整理した。その中で、臨界警報装置については、警報とは異なるが単一検出<sup>\*1</sup>が発生しており、そのほとんどは、発生当時に外乱ノイズの入った形跡や設備面での異常もなく、原因の特定には至っていないかった。そこで、これまでに十分な解析が行われていなかった宇宙線の影響について調査を実施した結果、以下に示す内容から発生原因が宇宙線の影響である可能性が極めて高いことが分かった。

- ① 長期観測の結果、通常でも検出器出力の上昇が頻繁に観測された。
- ② 検出器出力の上昇は、 $\gamma$ 線の照射時と同じ波形であった。
- ③ 検出器出力の上昇は、連続通電盤のみならず、プルトニウム燃料施設に実際に設置されている検出器においても確認された。
- ④ 臨界警報装置はプラスチックシンチレータが放射線により発光し、その光を光電子増倍管で增幅し検出信号とするが、プラスチックシンチレータのみを取り外すと、明らかな検出器出力の上昇が観測されなくなった。
- ⑤ 検出器出力の上昇幅をエネルギーにみたてて吸収エネルギースペクトルを作成したところ、1次宇宙線のエネルギースペクトルのようにべき乗に従ったスペクトルが得られたことから、何らかの関連があると推測された。（図9.15参照）
- ⑥ 複数の検出器を用いて同時観測の有無を確認した結果、電圧上昇が同時に観測されたことから、空気シャワーを検出した可能性が高いと考えられた。
- ⑦ 鉛直方向に配置した検出器同士で同時観測する確率が突出して高かったことから、垂直方向に飛び交う放射線が要因であることが判明した。

## (b) 今後の対策

臨界警報装置の単一検出の発生要因として考えられる宇宙線については、宇宙線の性質上、遮へいすることが期待できない。そこで、警報設定値を見直し（評価上で過剰な安全余度があれば見直す）を行うことによって宇宙線による单一事象の発生確率を減少させることが必要である。

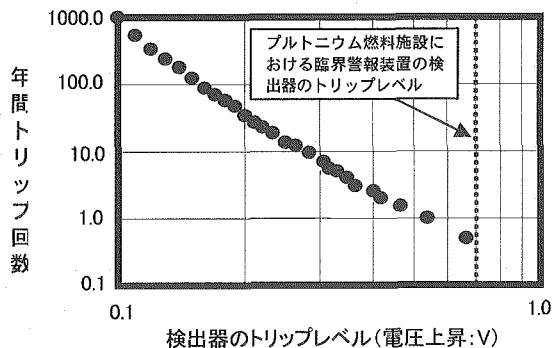


図9.15 連続通電盤によって観測した波形から求めた検出器のトリップレベルと発生頻度の相関

(放射線管理第1課：井崎 賢二)

\*1 単一検出とは、検出器3台で構成される検出部において、1つの検出器のみでトリップレベルを超えたことを示す信号のことである。警報は吹鳴しない。

## 【報告書名称】

井崎賢二他、「臨界警報装置に与える宇宙線の影響に関する調査」、日本原子力学会2006年春の年会予稿集 p86

### (8) 時間間隔解析法を用いたバックグラウンド補償型 $\alpha$ 線測定法の開発

パルス時間間隔解析法は、放射性核種の壊変時間に着目した測定法である。近年、本測定法を用いて、一定の間隔で壊変する放射性核種（天然放射性壊変系列に属する核種）及びランダムに壊変する放射性核種（人工放射性核種）の分別測定の研究が進んでいる。放射線管理第2課では、作業環境中の $\alpha$ 線放出核種を測定する際に妨害となるRn-Tn子孫核種の中で最も影響の大きい $^{214}\text{Po}$ が短半減期核種であることに着目し、 $^{214}\text{Po}$ のバックグラウンドを補償した $\alpha$ 線放出核種の測定方法について研究を行っている。

ダストモニタに、人工放射性核種が混入した場合を模擬するために、小型の $^{241}\text{Am}$ 線源を用いて測定試験を行った。 $^{241}\text{Am}$ 線源はHE-40T上に空気粉塵を採取し、ダストモニタで測定している状態に、ろ紙上に貼り付けた。図9.16に $\alpha$ 線の計数の経時変化を示す。ここでバックグラウンドを補償する前の結果を実線で、バックグラウンドを補償後の結果を点線とする。このように、バックグラウンド補償後は $^{241}\text{Am}$ による $\alpha$ 線計数上昇の検知が容易になる。また、バックグラウンドを補償後の、 $^{241}\text{Am}$ 線源による係数の上昇分から算出された放射能は、 $^{241}\text{Am}$ 線源の放射能と良く一致した。この結果から、天然放射性核種の中で $^{214}\text{Po}$ の影響の大きい環境中では、本方法を用いることによって、従来よりも迅速で正確な人工放射性核種の検知及び評価が可能となることが示唆された。

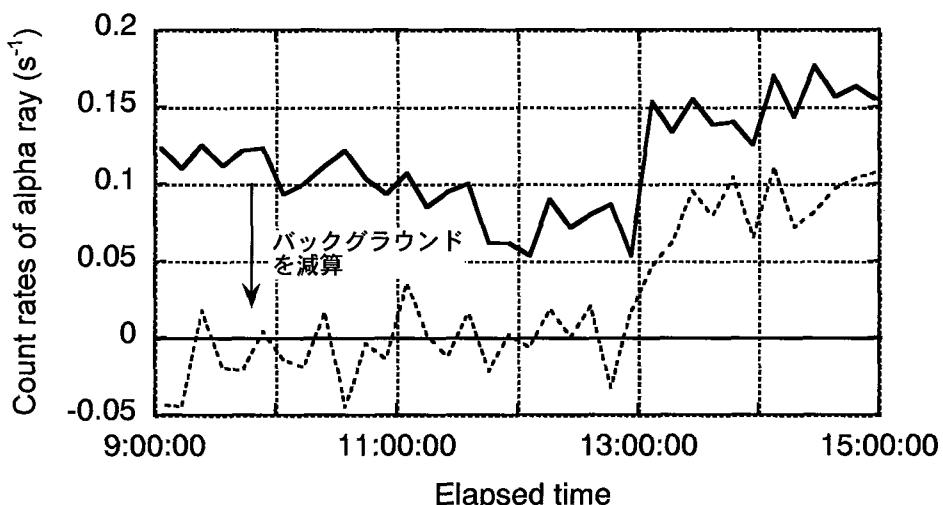


図9.16 バックグラウンド補償後の $\alpha$ 線の計数の経時変化

（放射線管理第2課：眞田 幸尚）

---

#### 【参考文献】

- [1] 真田ほか、日本原子力研究開発機構、JAEA-Technology 2005-009、(2005)。

### 9.2.3 環境影響評価手法の研究

現在、再処理施設から海洋放出に関する環境影響評価は狭域放出口周辺海域を対象に、その安全性を確認している。しかしながら、放出に対する長期的及び地球規模の広域的リスクを定量的に評価し、そのリスクが充分に小さいことを示すことが重要である。そのため地球規模の長期的な拡散評価モデル及び計算コードを開発している。

#### (1) 海洋大循環モデルを用いた平均実効線量算出に関する検討

##### 【目的】

これまで、海洋環境放射能による長期的地球規模リスク評価モデル(LAMER)を用いて大気圏内核実験に起因する降下物中<sup>137</sup>Cs、<sup>239</sup>、<sup>240</sup>Puを用いた地球規模の移流拡散シミュレーションを行い、海水・海底土中の濃度分布の再現を行ってきた。その結果、表層海水中濃度のみならず、海水中<sup>137</sup>Cs、<sup>239</sup>、<sup>240</sup>Pu鉛直分布や<sup>238</sup>Pu / <sup>239</sup>、<sup>240</sup>Pu原子数比、海底土中<sup>239</sup>、<sup>240</sup>Pu濃度についても再現できることが分かった<sup>1~2)</sup>。

地球規模の環境保護が求められている現在、核燃料サイクル施設から水圈への広域的・長期的な影響評価、リスク評価を実施することは原子力エネルギーの有効利用を図る上で重要である。今後、我国のみならず、近隣諸国を含むした広域での長期的リスクを評価することが、立地の推進及び施設の運転において、また環境政策的に、益々重要となってくる。

そこで、開発した地球規模の移流拡散シミュレーションモデルを広域海洋における重畠効果を含めた長期的放射能影響評価に応用することを念頭に検討した。

##### 【方法】

核燃料サイクル施設からのリスク評価に資するための、海洋環境放射能による長期的地球規模リスク評価モデル(LAMER)の概念図を図9.17に示す。長短期の海洋拡散挙動を計算するPart Aと濃縮係数、海産物摂取量、線量換算係数等を考慮し、海産物摂取のリスク評価をするPart Bからなる。

Part Aは沿岸場、近海場、広域場の3種類があり、沿岸放出の場合は沿岸場→近海場→広域場の順にリンクしていく構成となっている。沿岸から放出された放射性物質は吹送流、密度流、潮流等が支配する沿岸場で移流拡散し、近海場へ移行する。近海場ではローカルで季節変化が大きい気象場、水温場に支配される恒流によって移流拡散し、広域場へ移行する。広域場では海洋大循環モデルで計算された流動場によって移流拡散する。一方、大気圏内核実験のように放出源が広域にわたる場合には広域場のみで移流拡散が計算できる。なお、いずれもPuのような沈降性の高い物質の場合には、後述のスキベンジングモデルを用いて、鉛直下方への移行を評価するものとする。

Part Bは決定論的に線量を評価するPart B1、確率論的に評価するPart B2のいずれかを目的に応じて選択する。

##### 【結果】

- 海産物摂取による大気圏内核実験起因の平均実効線量試算の結果、約75%は<sup>14</sup>Cからの線量であり(図-9.18)、海産物摂取量の多い日本人が受けた平均線量は微量であるが世界平均の約10倍となった。
- ICRP新勧告案に提案された確率論的手法による評価方法を日本的一部海域に適

用し、95%値を算出した結果、平均的評価値<確率論的評価 95%値<決定論的評価 95%値、となった（表 9.6）。

### 【結論】

この手法は大気圏内核実験やその他の線源に適用することで、原子力施設等の広域影響に関する定量的な平均実効線量を示すことができる。合わせて、確率論的線量を試算することで、その実務的手順及び支配因子等について確認できた。

（環境監視課：中野 政尚）

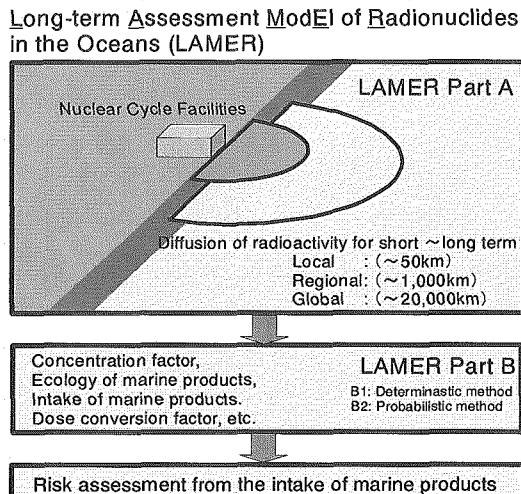


図 9.17 海洋環境放射能による長期的地球規模リスク評価モデル(LAMER)

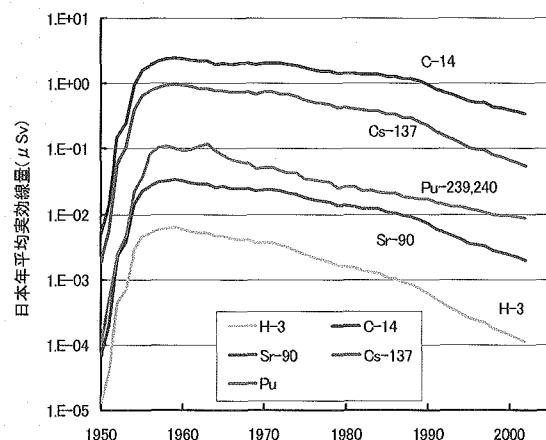


図 9.18 日本人が大気圏内核実験起源の海産物中放射性物質から受けける平均実効線量

表 9.6 各評価方法、試算値の比較

	平均的評価	確率論的評価	決定論的評価
	95%値	95%値	95%値
海水濃度	算術平均値	ランダムな分布	分布の95%値
濃縮係数	一定値(保守的な係数)		
海産物摂取量	幾何平均	対数正規分布	分布の95%値
誤量換算係数	一定値(不变)		
1997年に北太平洋西部で生産された海産物により日本人が受けた実効線量			
<sup>137</sup> Cs	0.087 μSv	0.25 μSv	0.39 μSv
<sup>239,240</sup> Pu	0.011 μSv	0.046 μSv	0.097 μSv

### 【参考文献】

- 1) M. Nakano and P.P. Povinec ; Oceanic general circulation model for the assessment of the distribution of <sup>137</sup>Cs in the world ocean. *Deep Sea Res. Part II*, 50, 2803-2816 (2003)
- 2) M. Nakano and P.P. Povinec ; Modelling the distribution of plutonium in the Pacific Ocean. *J. of Env. Radioact.*, 69, 85-106 (2003)
- 3) ICRP; Assessing dose of the representative individual for the purpose of radiation protection of the public (draft). 42/106/05 (2005)

### 【報告書名称】

中野政尚、海洋大循環モデルを用いた平均実効線量算出に関する検討、日本保健物理学会第40回研究発表会講演予稿集、広島、2006

## (2) 海産生物における Pu 及び Am の濃縮係数について

## 【緒言】

Pu 及び Am は使用済核燃料の再処理によって、わずかながら海洋へ放出される。また、その多くは長半減期  $\alpha$  線放出核種であるため、公衆への線量寄与が大きく、被ばく評価上重要である。そのため、日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所（旧核燃料サイクル開発機構東海事業所）では、東海再処理施設（TRP）周辺の海洋環境放射能モニタリングを実施し、得られた実フィールドデータを利用して算出した濃縮係数を報告してきた<sup>[1]</sup>。今回、その後 2004 年までに東海再処理施設周辺の海洋環境放射能モニタリングで蓄積してきた未ろ過海水（以下、海水）及び海産生物中  $^{239}$ 、 $^{240}$ Pu、 $^{241}$ Am 放射能濃度を解析し、最近の  $^{239}$ 、 $^{240}$ Pu、 $^{241}$ Am の濃縮係数について算出・比較・検討した。

## 【採取地点・測定方法】

TRP では 2005 年 6 月までに 1089 トンの使用済核燃料を再処理し、沖合 3.7km に位置する水深 24m の海洋放出口から極低レベル放射性液体廃棄物をバッチ放出している。表層海水の採取場所としては、TRP の南北それぞれ約 10 km、沖合方向に約 5km の範囲である。1970 年代から行っている TRP 周辺の海洋放射能モニタリングでは、周辺海域で漁獲があるとともに、外洋へ回遊しない種を選定している。また、モニタリング項目となっている  $^{239}$ 、 $^{240}$ Pu の他、 $^{241}$ Am についても調査研究の一環として分析している。

TRP 周辺の海洋放射能モニタリングで使用する海産生物種はシラス、魚類（カレイ・ヒラメ）、貝類（二枚貝）、海藻（ワカメ・ヒジキ・アラメ）である。海水及び海産生物中  $^{239}$ 、 $^{240}$ Pu、 $^{241}$ Am 放射能濃度の測定はサイクル機構東海事業所標準分析作業法－周辺環境分析編－<sup>[2]</sup>に従い、 $\alpha$  線スペクトロメトリー法によって行った。

## 【濃縮係数算定方法】

TRP からの単位電気出力あたりの  $^{137}$ Cs、 $^{129}$ I、Pu( $\alpha$ )の液体放射性廃棄物放出量は、欧米の再処理施設と比較して  $10^3 \sim 10^5$  分の 1 程度と極めて少なく<sup>[3]</sup>、検出される放射性物質の起源のほとんどは大気圏内核実験からのフォールアウト起源と推察される。そのため、1987 年以降に採取した表層海水・海産生物では、 $^{239}$ 、 $^{240}$ Pu、 $^{241}$ Am 濃度が極めて低いため、測定値が計数誤差  $1\sigma$  を上回る測定値を集計対象とした。年間の表層海水中核種濃度幾何平均値を海産生物種中核種濃度の幾何平均値で除すことにより、年間の海産生物種の濃縮係数を求めた。さらに各年の濃縮係数を試料数で重み付けした上で 1987 年から 2004 年度までの幾何平均値を求め、その海産生物種を代表する濃縮係数とした。

## 【Pu 及び Am の濃縮係数】

1987 年から 2004 年までの測定値より求めた Pu 及び Am の濃縮係数を表 9.7 に示す。Pu の傾向として、Hayashi et al.<sup>[1]</sup>が発表したデータ（採取期間 1980～1986 年）とほぼ同等であるが、1987 年からのデータにより算出したカレイ、貝、海藻の濃縮係数は、やや高めの値となった。

Am についても Hayashi et al.<sup>[1]</sup>が発表したデータ（採取期間 1982～1986 年）とほぼ同等である。また Pu に比べると Am の濃縮係数は Hayashi et al.<sup>[1]</sup>の値と差異はなかった。

本研究で得られた濃縮係数を約20年前に得られたHayashi et al.<sup>[1]</sup>の値で除し、濃縮係数比と定義する。表9.7にPu及びAmの濃縮係数比を示す。Am濃縮係数比及びシラスのPu濃縮係数比がほぼ1(0.87~1.2)であるのに対し、ヒラメ、貝、海藻においてあきらかにPu濃縮係数比が大きく(1.5~1.8)なった。この理由として、①表層海水中<sup>241</sup>Amの濃度はほぼ一定であるのに対し、<sup>239</sup>、<sup>240</sup>Puの濃度は現在も減少傾向にあること、②ヒラメ、貝、海藻中の<sup>239</sup>、<sup>240</sup>Pu濃度は変化が見られないことから、表層海水からの寄与が低下し、生息域近傍の海底間隙水、食物連鎖による餌、海底土からの寄与の割合が相対的に大きくなつたこと、により、表層海水を用いて算出した濃縮係数が見かけ上高くなつたと考えられる。

#### 【結語】

1987年から2004年までの東海村地先周辺海域における測定結果から、海産生物のPu及びAmに対する濃縮係数を算出し、過去に報告した濃縮係数と比較した。その結果、約20年前のデータによって算出した値に比べて、ヒラメ、貝、海藻におけるPuの濃縮係数が相対的に大きくなつた。海底に生息する生物種に対しては、海水濃度が非常に低くなつた状態において、表層海水のみならず、生物が生息する近傍の海底間隙水、餌、海底土からの移行も考慮しなければならないことを示唆している。

(環境監視課：中野 政尚)

表9.7 Pu及びAmの濃縮係数及び約20年前の濃縮係数との比

種類	Pu濃縮係数			Am濃縮係数		
	本研究 1987~2004	Hayashi et al. <sup>[1]</sup> 1980~1986	濃縮 係数比	本研究 1987~2004	Hayashi et al. <sup>[1]</sup> 1980~1986	濃縮 係数比
シラス	30 (n=81)	31 (n=48)	0.97	64 (n=63)	67 (n=34)	0.96
魚類	18 (n=52)	12 (n=44)	1.5	46 (n=79)	37 (n=39)	1.2
貝類	250 (n=176)	140 (n=71)	1.8	580 (n=143)	670 (n=53)	0.87
海藻類	600 (n=180)	350 (n=124)	1.7	230 (n=136)	220 (n=87)	1.0

#### 【参考文献】

- [1] Hayashi, N. et al., Concentration Factors of Plutonium and Americium for Marine Products, *J. of radioanal. and Nucl. Chem.*, Articles, 138, 2, 331-336 (1990)
- [2] 東海事業所標準分析作業法一周辺環境管理編一、PNC TN8520 94-009 (1994)
- [3] 水谷朋子、植頭康裕、渡辺均、武石稔、再処理施設からの液体廃棄物の放出モニタリング、第44回環境放射能研究成果論文抄録集、文部科学省(2002)

#### 【報告書名称】

中野政尚、竹安正則、藤田博喜、武石稔、「海産生物における超ウラン核種の濃縮係数について」、RADIOISOTOPES, 55(4), 2006

### (3) 大気拡散計算に関する気象観測データの解析

#### 【緒言】

核燃料サイクル工学研究所では、昭和 30 年代から、気象観測を継続して実施している。昭和 49 年には、再処理施設からの大気放出される放射性廃棄物の環境影響評価に使用する目的で、気象観測塔を設置した。昭和 52 年のホット試験以降は、気象観測データを大気拡散計算などに用いている。

原子力施設から環境中に放出される気体状放射性廃棄物の環境影響評価は、放出される放射性物質の大気中における拡散の解析と、拡散した放射性物質から人への影響の算定の、主として二つの過程からなる。人への影響については、農畜産物、その他の物質を経由する人への経路と大気中放射性物質から直接人への経路とが考えられる。

放射性物質の大気中での拡散に関する検討として、施設の排気筒を用いた SF<sub>6</sub> 等の大気拡散実験、大気拡散計算に使用する大気安定度の推定に用いる気象観測結果の解析・評価を実施してきており、気象指針改訂の基礎資料となつた。

核燃料サイクル工学研究所では、従来から環境監視の一環として、気象観測を実施してきており、1974 年（昭和 49 年）からは、主として再処理施設の環境影響評価に用いる目的で、気象観測塔の建設、テレメータシステムによるデータ処理等の観測体制の整備を図ってきた。

前報告書<sup>1)</sup>では 19 年間のデータを解析したのに続き、今回は 1995 年度（平成 7 年度）～2004 年度（平成 16 年度）の 10 年間の気象観測データを基に、拡散計算のパラメータとして用いられる大気安定度及び年度間の平均風速が拡散計算結果にどの様に影響を及ぼすか解析した。

#### 【気象解析結果】

サイクル工学研究所内において 1995 年度から 2004 年度にかけての気象観測結果を解析した結果、ほとんどの年度においての最大濃度地点は、安全審査等で評価している南西 2000m 付近に認められ、その相対濃度は  $(8 \sim 14) \times 10^{-8} \text{ s/m}^3$  となった（表 9.8 参照）。しかしながら、1999 年度は年度間の気象要因（風向及び大気安定度）の影響から、最大濃度地点は西南西 800m 付近となった。以前の気象統計調査（1977 年から 1995 年）の間においても、西南西 800m に 2 例（1987 年、1992 年）出現している<sup>1)</sup>。

また、西南西 800m 付近の相対濃度は、 $9.4 \times 10^{-8} \text{ s/m}^3$  程度であり、それに対して南西 2000m 付近の相対濃度が低い場合に、西南西 800m 付近が最大濃度地点になると思われる。1995 年度及び 1996 年度については、わずかに南西地点の相対濃度が西南西地点の相対濃度を上回っていた。このような状況は、大気安定度がより不安定になるような状況、すなわち、より日射量が大きい、より地上風が弱い、といった場合に起こりやすい。また、地上 70m（海拔 100m）風向出現頻度について、東海地区で優勢な北東方向付近の頻度がより少ない場合にも、南西方向の大気安定度

別風速逆数の総和がより小さくなるために、最大濃度地点が変化する可能性が生じる。

表 9.8 年度間の最大濃度地点の相対濃度（1995 年度～2004 年度）

年度	方位及び距離 (m)	$\chi / Q (s/m^3)$
1995	南西 2000 (1900)*	8.1E-08
1996	南西 1800	9.7E-08
1997	南西 1900	1.2E-07
1998	南西 1800 (1700)*	1.5E-07
1999	西南西 750	9.4E-08
2000	南西 1800	9.8E-08
2001	南西 1800	1.2E-07
2002	南西 1900	1.2E-07
2003	南西 1800	1.5E-07
2004	南西 1900	1.1E-07

\*括弧内は当時の線量評価時の最大濃度地点（計算環境等が異なるため、現在では再現できない。）

### 【結語】

1977 年から 2004 年度までの 27 年間の気象統計結果を総括すると、東海再処理施設周辺の気象場においては、線量評価において最大濃度地点の移動は認められず、安全審査で使用された 1977 年、1996 年の気象データ（最大濃度地点がそれぞれ南西 1700m、南西 1800m）は現在の評価に適用しても信頼性の高いものと考えられる。同時に再処理施設保安規定に定める陸上環境放射線モニタリング計画についても、ここ四半世紀以上にわたって気象条件が変化していないことから、現在においても妥当であると考えられる。

（環境監視課：中野 政尚）

---

### 【参考文献】

- 1) 赤津康夫、片桐裕実、清水武彦、叶野豊、今泉謙二、小林隆史：“大気拡散計算に関連する気象観測データの解析”、PNC TN8420 96-017(1996).
- 2) K. Shinohara : “Environmental monitoring and public dose assessment around the Tokai Reprocessing Plant”、 J. Radiochem. Nucl. Chem., 260, p.563-577 (2004).

### 【報告書名称】

中野政尚、小沼利光、竹安正則、武石稔、「大気拡散計算に関連する気象観測データの解析（1995 年度～2004 年度）」、JAEA-Technology 2006-008

## (4) 原子力施設周辺の実時間環境線量評価システムの高度化に関する研究

原子力施設からの放射性物質の大気放出に伴う環境線量率分布をリアルタイムで評価できる「放出放射性物質による緊急時線量シミュレーションシステム(SIERRA-II ; SImulation code (II) for Emergency dose by Released RAdioactive substances)」を開発した。SIERRA-II では、事業所敷地内の地上風の風速並びに日射量・放射収支量の観測データに基づく大気安定度を入力データとして使用し、放射性物質の拡散係数を算出している。しかし、海風が吹いている場合には、沿岸地域の上空に安定な大気層が形成されることが文献で報告されている。そのような場合、事業所の地上大気で定義される安定度が上空大気に適用できず、SIERRA-II での計算精度の誤差要因となる。そこで、鉛直方向に安定度の異なる大気層を考慮できるように SIERRA-II を改良し、海風時の東海再処理施設周辺の環境モニタリングデータを用いて改良の妥当性を評価した。

海風時の上空の安定大気層の高度は、事業所敷地内の気象観測塔により観測された大気温度の鉛直プロファイルデータを用いて決定した。さらに、文献を参考に、海風時の上空大気層の安定度を設定した。これらに基づき、SIERRA-II を改良するとともに、海風時に東海再処理施設排気筒の風下方向数 km の範囲内の数点で同時に採取した大気中 Kr-85 濃度測定値と比較した。

図 9.19 に、海風時の風下軸方向の濃度の拡がりについて、SIERRA-II での計算値と観測値の比較の例を示す。図 9.19 には、改良前の SIERRA-II での計算値もあわせて示している。図 9.19 より、風下距離 1~3km の範囲において、改良した SIERRA-II での計算値と観測値の一一致度は、改良前の SIERRA-II のそれより高くなっていることがわかる。計算値と観測値の一一致度は、従来の SIERRA-II ではファクター 2 で 29% であったのに対し、改良した SIERRA-II での一致度は 50% であり、本改良の妥当性が確認された。

(環境監視課：竹安 正則)

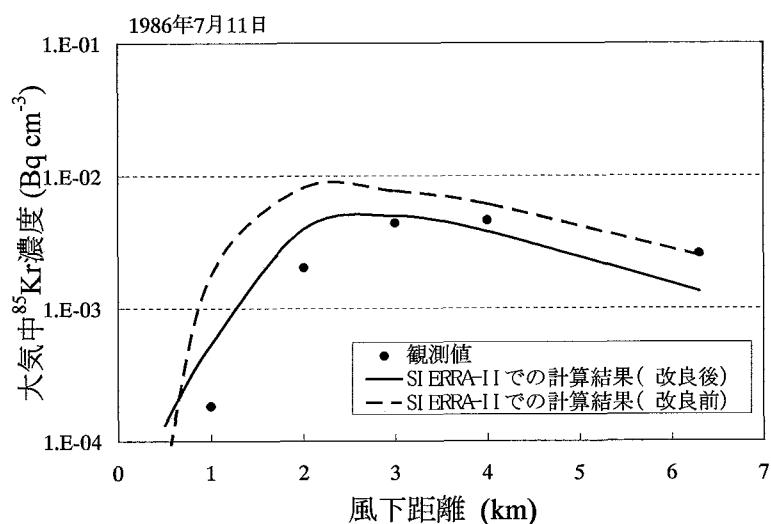


図 9.19 風下軸方向での大気中 Kr-85 濃度の計算値と観測値の比較

---

【報告書名称】

竹安正則、武石 稔、中野政尚、核燃料サイクル開発機構東海事業所における緊急時環境線量評価システムの高度化、日本保健物理学会第 39 回研究発表会講演予稿集、青森、2005

## (5) 再処理施設から大気放出される炭素 14 の環境挙動モデルの国際比較研究

炭素 14 (C-14) は、使用済燃料の再処理に伴って再処理施設から大気中へ放出される主要な放射性核種のひとつであり、大気中に放出された C-14 は陸域生態系における炭素サイクルに入り込み、食物連鎖を通じて容易に人体に取り込まれる。そのため、施設起因被ばく線量への C-14 の寄与は相対的に大きいと見積もられており、特に米を主食とする日本においては、C-14 の大気－米－人体への移行に関する信頼できるモデル予測手法が必要となっている。

そこで、IAEA による EMRAS (Environmental Modelling for Radiation Safety) プロジェクトにおいて、我々がこれまで取得してきている東海再処理施設のモニタリングデータ (C-14 放出源情報、気象観測データ等) を基に作成した「C-14 in Rice Scenario」を提案し、施設から放出された C-14 の米へ取り込み過程のモデル－モデル間相互比較検討およびモデル予測結果の観測結果との比較によるモデリングアプローチの妥当性の検証・予測精度の評価を進めている。

(環境監視課：小嵐 淳)

---

### 【参考文献】

Koarashi, J., C-14 in rice scenario. IAEA-EMRAS Working Group on Modelling of tritium and carbon-14 transfer to biota and man (Website: <http://www-ns.iaea.org/projects/emras/emras-tritium-wg.htm>), Livermore, USA, 19-22 April (2005).

### 9.2.4 先行基礎工学研究

#### (1) イメージングプレートを用いた $\alpha$ 線検出法の開発とその応用

イメージングプレート（IP）は輝尽発光（Photo-Stimulated Luminescence）現象を利用した高感度・高空間分解能を有する時間積分型の2次元放射線検出器であり、IPに放射線が入射するとそのエネルギーに対応した輝尽発光強度（PSL値）をピクセルごとに得ることができる。本研究では、IPによって得られるPSL値の2次元情報を解析することによって、測定対象試料に存在している個々の $\alpha$ 線放出核種から放出される $\alpha$ 線を検出する手法を開発した。また、本手法を基盤技術として用いたラドン壊変生成物エアロゾルの粒径分布測定法およびプルトニウムとラドン壊変生成物の弁別測定法を開発した。

##### 【IPを用いた $\alpha$ 線検出法】

IPへの $\alpha$ 線の入射によって、図9.20に示すような周辺よりも高いPSL値を持つピクセルの集合体（ $\alpha$ クラスタ）が形成される。これをを利用して、測定対象範囲のすべてのピクセルのPSL値を順に走査し、ピクセルごとにそのピクセルおよび周辺ピクセルのPSL値を解析することによって $\alpha$ 線の入射の有無を判断できる手法を開発した。この手法により、測定対象範囲内における $\alpha$ 線の入射数を検出できる。

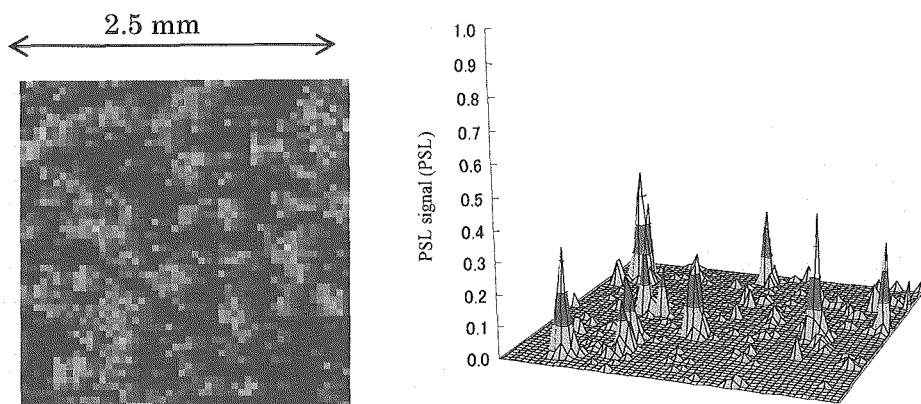


図9.20 ラドン壊変生成物からの $\alpha$ クラスタとPSL値の2次元分布

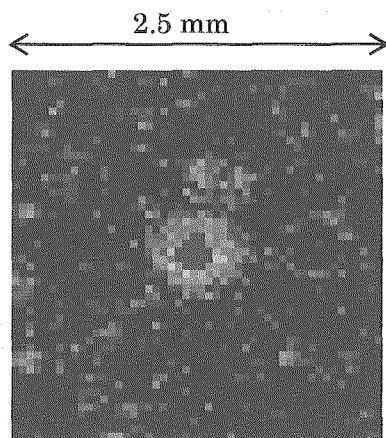
##### 【ラドン壊変生成物エアロゾルの粒径分布測定への応用】

従来は例えればラドン壊変生成物エアロゾルを低圧カスケードインパクタで数枚のフィルタに粒径別に分級捕集し、そのフィルタを同時に複数の $\alpha$ 線検出器によって測定することで粒径分布を評価していた。本研究では、複数のフィルタを1枚のIPに同時に露光し、上述のIPによる $\alpha$ 線検出法によってそれぞれのフィルタに捕集されたラドン壊変生成物からの $\alpha$ 線を計数した。従来法との比較測定実験により、IPを用いたラドン壊変生成物エアロゾル粒径分布測定法の妥当性を検証した。本手法により、従来法において問題であった粒径分布測定の困難さ・煩雑さが改善され、あらゆる場所で粒径分布の測定が可能となった。また、IPの特長を活かし、トロン壊変生成物エアロゾルの粒径分布も容易に測定できるようになった。

## 【プルトニウムとラドン壊変生成物の弁別測定への応用】

プルトニウム取扱施設等における放射線管理において、ラドン壊変生成物存在下で空気中の微量プルトニウム粒子の存在を迅速に確認することは極めて困難である。そこで、プルトニウム粒子から得られる $\alpha$ クラスタが図 9.21 に示すように時間とともに成長することを利用して、フィルタ試料を露光して得られる PSL 値の 2 次元情報からプルトニウム粒子の位置および放射能を決定する方法を開発した。本手法は、対象空気中のエアロゾルやラドン壊変生成物濃度等によって変化するものの、通常環境においては空気  $1\text{m}^3$  のサンプリングおよび 30 分間の露光時間で  $0.1\text{Bq m}^{-3}$  未満の検出限界が得られ、今後の放射線管理に活かせる技術として期待できる。

(環境監視課：小嵐 淳)

図 9.21 プルトニウムからの $\alpha$ クラスタ

## 【参考文献】

- (1) Koarashi, J., Saito, F., Akiyama, K., Rahman, N. M., Iida T., A new digital autoradiographical method for identification of Pu particles using an imaging plate. Applied Radiation and Isotopes, in press.
- (2) Rahman, N. M., Iida, T., Saito, F., Koarashi, J., Yamazawa, H., Moriizumi, J., Evaluation of aerosol sizing characteristic of an impactor using imaging plate technique. Radiation Protection Dosimetry, submitted.
- (3) Saito, F., Furuichi, S., Rahman, N. M., Iida, T., Koarashi, J., A new method for measuring size distribution of radioactive aerosols using imaging plate. Japanese Journal of Health Physics, 40, 177-182 (2005).
- (4) 小嵐 淳、西藤 文博、秋山 聖光、飯田 孝夫、Rahman Naureen M.、イメージングプレートを用いた $\alpha$ 線検出法の開発とその応用、第 7 回環境放射能研究会、高エネルギー加速器研究機構、筑波、3 月 7 日-9 日 (2006)。
- (5) Rahman, N. M., Iida, T., Saito, F., Koarashi, J., Yamada, Y., Evaluating the sizing characteristic of a low pressure cascade impactor for natural radioactive aerosol by imaging plate technique, 4<sup>th</sup> Asian Aerosol Conference, Grand Hyatt Mumbai, India, 13-16 December (2005).
- (6) 西藤 文博、Rahman Naureen M.、飯田 孝夫、小嵐 淳、イメージングプレートを用いたラドン・プルトニウム弁別法の開発、日本保健物理学会第 39 回研究発表会、六ヶ所村文化交流プラザ・スワニー、6 月 30 日-7 月 1 日 (2005)。
- (7) Rahman Naureen M.、西藤 文博、飯田 孝夫、小嵐 淳、山田 裕司、Imaging plate technique for evaluating the sizing characteristic of natural radioactive aerosol by using a low pressure cascade impactor, 日本保健物理学会第 39 回研究発表会、六ヶ所村文化交流プラザ・スワニー、6 月 30 日-7 月 1 日 (2005)。
- (8) 山田 裕司、床次 真司、福津 久美子、Nemeth Csaba、飯田 孝夫、西藤 文博、Rahman Naureen M.、山崎 敬三、沖 雄一、長田 直之、石森 有、小嵐 淳、放医研におけるラドン壊変生成物エアロゾルの粒径比較実験、日本保健物理学会第 39 回研究発表会、六ヶ所村文化交流プラザ・スワニー、6 月 30 日-7 月 1 日 (2005)。

## (2) 天然鉱物を用いたルミネッセンス法による被ばく線量測定方法の開発

平成 17 年度は、研究スケジュールに従い、以下のような研究に取り組んだ。

赤色熱蛍光 (TL) 発光機構の解明については、熱力学的パラメータの見積もりの観点から取り組んだ。熱力学的パラメータとは、電子トラップセンターに捕捉されている電子の活性化エネルギーや平均寿命に関するパラメータである。このパラメータの見積もりには、昇温速度法 (TL 測定時に様々な昇温速度を適用し、昇温速度による TL グローピーク位置の温度変化から見積もる方法) と等温壊変法 (TL 測定において、一定温度に保持した際の TL 発光の減衰から見積もる方法) の 2 種類を適用した。この結果、平均寿命は  $10^6$  年以上であることが分かった。これらのことより、赤色 TL 測定による線量評価では、天然蓄積のバックグラウンドを差し引く必要があることを熱力学的パラメータの見積もりからも明らかにすることができた。東海村周辺の石英粒子は赤色 TL を示すことから、この結果を考慮した線量評価方法を構築する必要があることが分かった。

光励起ルミネッセンス (OSL) 及び赤色 TL 測定による東海村周辺 (3 地点) の石英粒子のバックグラウンド線量測定を行った。この結果、検出下限値以下～数百 Gy 程度のバックグラウンド線量があることが分かった。

上記の研究結果より、赤色 TL を用いた線量評価手法は高いバックグラウンド線量を含んだ評価となることが予想されるため、新たに石英粒子からの紫色 TL に注目して、その基礎研究を行った。これは、これまでに線量評価に用いられていない TL 発光色である。紫色 TL の基礎研究を行った結果、1) 天然バックグラウンドがない、2) 線量応答性がある、3) 平均寿命が短い、4) 発光感度が高いという結論が得られ、紫色 TL による緊急時被ばく線量評価の可能性を見出すことが出来た。さらに、本紫色 TL による線量評価手法の検出下限値を見積もった結果、数十 mGy 程度であることが分かった。この検出下限値は、他の電子スピニ共鳴 (ESR) 法による線量評価等と比較すると、低いものであった。

OSL 測定による線量評価を行う際の、線量率効果について研究を行った。光励起ルミネッセンスには、照射線量率効果があり、見積もられる線量値の過大評価や、過小評価を引き起こすことを明らかにした。この線量率効果の原因の一つとして、ラジオルミネッセンス (RL) による Self-bleaching の影響であるという結論を得た。

(環境監視課：藤田 博喜)

---

### 【参考文献】

- (1) Hiroki Fujita, Tetsuo Hashimoto, Influence of radioluminescence on optically stimulated luminescence from natural quartz grains, Radioisotopes, 55, 117-123 (2006).
- (2) 藤田博喜, 橋本哲夫, 天然石英におけるラジオルミネッセンスの線量測定に及ぼす影響について, 日本保健物理学会第 39 回研究発表会, 六ヶ所文化交流プラザ (2005).
- (3) Hiroki Fujita, Tetsuo Hashimoto, Self-bleaching effects by radioluminescence on OSL-response of natural quartz samples, LED2005 (2005).

## 9.2.5 安全工学研究

### (1) 核燃料施設の安全解析手法の開発・整備

MOX 均質系、 MOX 非均質系、  $\text{PuO}_2$  均質系の臨界ベンチマーク評価として、 MOX 取扱施設臨界安全ガイドブックで検討されたものに加えて、 OECE/NEA が International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project の一環として取りまとめているハンドブック(以下、「ICSBEP ハンドブック」)の臨界ベンチマーク実験に対する評価・検討を、 許認可評価用解析コードシステム SCALE4 を用いて行い、 推定臨界増倍率及び推定臨界下限増倍率を設定した。加えて、 MOX 燃料製造施設に関連するウラン酸化物均質系及び Pu 溶液系にベンチマーク実験に関する調査も合わせて実施した。また、 新たに ICSBEP ハンドブック 2005 年版に追加された実験の調査及びこれまでのベンチマーク評価との比較・検討を実施した。

最新計算コードの核燃料施設へ迅速な適用のため、 SCALE5 及び三次元モンテカルロ計算コード MCNP5 の MOX 均質系、 MOX 非均質系及び  $\text{PuO}_2$  均質系ベンチマーク計算に対する検討・評価を実施した。

臨界安全データの検討として、 燃料製造施設での使用が考えられる添加剤と水の減速効果の比較・検討を実施した。

中性子及びガンマ線線量評価コードシステムの合理的な遮へい評価を実施するための高度化整備として、 核定数ライブラリ等の改良を継続して実施した。また、 臨界事故時の線量評価手法の検討として、 臨界計算コードと遮へい計算コードの接続計算手法を行い、 硝酸ウラニル溶液系、 硝酸プルトニウム溶液系及び MOX 粉末系を線源とした場合における臨界事故規模、 遮蔽体及び線量の関係の評価・検討実施した。

また、 プルトニウム燃料センター第三開発室等の加工事業許可申請に対する協力として、 臨界安全設計に関するパラメトリックな評価、 詳細モデルによる検討等を行うとともに、 遮へい設計、 直接線及びスカイシャイン線による一般公衆への影響評価に対するバックデータの提供等も行った。

(線量計測課：清水 義雄)

## (2) 核燃料施設の確率論的安全評価の適用研究

MOX 施設への PSA 適用性研究として、核燃料施設の事故シナリオ、事故評価・解析手法の検討のため、平成 17 年 3 月に公開された米国の MOX 加工施設(MFFF)の最終安全解析書 (NUREG-1821) を調査し、申請者側の解析及び安全解析書ドラフト版との比較を行い、その他核燃料サイクル施設の事故解析に係るハンドブック (DOE-HDBK-3010-94 等) 及びこれらの元データを調査、整理するとともに、手法及びデータの検討結果として原子炉（軽水型発電炉）の PSA 手法とその安全関連データ及び化学プラントでの定量的安全評価手法とその関連データについて引き続き調査、整理を実施した。

また、人的要因（ヒューマンファクターズ）に関して、特に保守に係る事故について、その要因と未然防止対策の事例研究の調査を実施した。

（放射線管理部：岡 努）

## 9.3 外部発表状況

### (1) 技術資料

平成 17 年度は、報告書等（サイクル機構技報含む）として 14 件、論文投稿・掲載として 15 件の計 29 件の技術資料を作成した。

（付録 2 のリスト 1 参照）

### (2) 口頭発表

平成 17 年度は、国際会議発表が 3 件、保健物理学会 10 件、日本原子力学会 4 件（9 月：2 件、3 月：2 件）及びその他 11 件の計 28 件の口頭発表を行った。

（付録 2 のリスト 2 参照）

## 10. 技術支援、国際協力

### 10.1 技術支援

#### 10.1.1 日本原燃への協力協定に基づく技術支援

##### (1) 再処理本体施設の試運転準備にかかる支援業務

日本原燃の六ヶ所再処理本体施設の試運転準備に対して、サイクル機構はウラン脱硝施設（B区分）、ウラン・プルトニウム混合脱硝施設（C区分）、高レベル廃液ガラス固化施設（K区分）及び放射線管理に関する試運転技術支援の依頼を受け、これらの施設に関する設備検証結果及び各種要領書等の確認と提案並びにガラス固化技術開発施設における不具合事象、放射線管理に関する技術情報等の取りまとめを行った。放射線安全部は、この支援業務のうち、下記に示す施設放射線管理に関する技術支援を実施した。

- ① 日本原燃放射線管理員教育訓練実施に伴う講師派遣（表 10.1）
- ② 東海再処理施設における放射線管理等に係る技術情報の提供（14 件実施）

表 10.1 教育訓練実施状況

教育訓練名称	実施日時	機構講師	日本原燃㈱受講者	実施場所
放射線管理に 係る教育	H17.9.16	堀越 義紀 江橋 勤 高崎 浩司	41 名	六ヶ所
	H17.12.2	伊東 康久 椿 裕彦	26 名	六ヶ所

##### (2) 情報交換会等の実施

日本原燃の放射線管理部門と情報交換会を実施した。情報交換会では、施設定期検査及びトラブル発生時の放射線管理並びに排気管理に関して、現場確認を含め実施した。（表 10.2 参照）

表 10.2 情報交換会等の実施状況

件 名	実施日時	機構出席者	実施場所
第 11 回再処理施設技術報告会	H17.9.28	江尻、三上	六ヶ所

## (3) 研修生の受け入れ対応

日本原燃（株）との支援協定に基づきアクティブ試験開始に先立ち、再処理施設における放射線管理作業の実地研修を H18.1～H18.3 までに 11 名の受け入れを行った。

表 10.3 平成 17 年度の研修生の受け入れ状況

担当課	研修内容	期間	人数
放射線管理第 2 課	再処理施設内特殊放射線 作業管理実習	H18.1.10～H18.2.3	3 名
		H18.2.6～H18.3.3	4 名
		H18.3.6～H18.3.31	4 名

## 10.1.2 核物質管理センターへの協力協定に基づく技術支援

核物質管理センターと核燃料サイクル開発機構において平成 14 年 1 月 31 日に締結した「核物質管理に関する技術協力協定」に基づき、平成 17 年 4 月 1 日から 6 ヶ月間、研修生 1 名を受入れ再処理施設において放射線管理の研修を行なった。

表 10.4 平成 17 年度の研修生の受け入れ状況（核物質管理センター）

担当課	研修内容	期間	人数
放射線管理第 2 課	再処理施設の放射線管理	H17.4.1～H17.9.30	1 名

### 10.1.3 自治体等への協力

自治体等が実施した原子力防災訓練に参加し、住民サーベイ、環境モニタリングの実演訓練や車載型全身カウンタによる体内放射能測定を実施した。また、茨城県消防学校が実施した救助課程(専科)原子力災害想定訓練へ放射線の基礎と測定の講義及び実演、実習指導の技術的な協力を行った。

平成 17 年度の主な協力は表 10.5 の通りである。

表 10.5 平成 17 年度の主な自治体等への協力

日時	場所	協力状況
H17.6.2	原子力支援研修センター	緊急時対応教育・訓練
H17.6.9	原子力支援研修センター	緊急時対応教育・訓練
H17.6.15	東海	消防大学校研修講師
H17.7.13～7.16	青森県東通村	緊急時対応訓練
H17.7.21	茨城キャスト大学	サイクルフレンドリートーク
H17.7.21	友部中央病院	低バックグラウンド測定装置取扱講師
H17.7.23	千波ふれあい広場	水戸市防災訓練
H17.7.27～7.30	愛媛県原子力オフサイトセンター	オフサイトセンター機能班訓練
H17.9.1～9.2	放射線医学総合研究所	緊急被ばく医療関係者研修講師
H17.9.12	原子力支援研修センター	NEAT内緊急時支援活動訓練
H17.9.15～9.16	原子力支援研修センター	NEAT内緊急時支援活動訓練
H17.9.16	リコッティ	サイクルフォーラム
H17.9.16	東海	消防大学校研修講師
H17.9.30	ひたちなか火力発電所	茨城県防災訓練
H17.9.30	那珂市中央公民館	茨城県防災訓練
H17.10.19	茨城県消防学校	放射線防護衣の着脱装訓練講師
H17.11.2	再処理技術開発センター	茨城県消防学校訓練
H17.11.9～9.10	柏崎刈羽放射線監視センター	17 年度原子力総合防災訓練参加
H17.12.7	東海	消防大学校研修講師
H18.1.31	防災管理棟	ノア訓練
H18.2.14～2.15	静岡県	静岡県原子力総合防災訓練
H18.2.14	東海	防災関係者のサーベイ研修講師
H18.2.17	東海	防災関係者のサーベイ研修講師
H18.2.22	原子力支援研修センター	NEAT内緊急時支援活動訓練
H18.2.28	茨城県開発公社	緊急医療被ばく机上訓練
H18.3.6	茨城県消防学校	消防大学校研修講師

## 10.2 受託調査

### (1) 東海第二発電所雑固体源溶処理設備における C-14 分析手法に関する調査

核燃料サイクル工学研究所の東海再処理施設で実施している<sup>14</sup>Cの放出管理の経験から得られた知見等を基に、日本原子力発電株式会社における適切な<sup>14</sup>C放出管理手法の確立のため調査・検討を行った。

調査・検討結果として下記を報告した。

モノエタノールアミン (MEA) を用いた排気中 <sup>14</sup>C の捕集は捕集能力が優れており、捕集後の液体シンチレーションカウンタによる <sup>14</sup>C 放射能測定における前処理等が比較的容易であることから、定常的な排気中 <sup>14</sup>C モニタリングに適している。この手法は東海再処理施設において定常的な排気中 <sup>14</sup>C モニタリング手法としてすでに用いており、この経験に基づくモニタリング手法を用いることにより、日本原電雑固体減容処理設備からの排気中 <sup>14</sup>C の適切なモニタリングが可能である。

### (2) 内部被ばく線量測定事例に基づく線量解析調査（2）

旧サイクル機構と放医研が平成16年4月1日付で締結した「緊急被ばく線量評価業務実施に関する独立行政法人放射線医学総合研究所と核燃料サイクル開発機構の協力に関する協定」に基づき、機構が保有する過去の内部被ばく線量測定事例について平成16年度に引き続き受託調査を行なった。平成17年度は内部被ばく線量評価システムの開発、再処理施設における放射性ルテニウム体内摂取事例の線量解析、キレート剤投与に拠るプルトニウム内部被ばく線量低減効果の評価法検討及び鼻スミアを用いる実用的なキレート剤投与基準の調査・検討等を実施した。

### 10.3 国際協力

#### 10.3.1 IAEA-EMRAS モデル予測手法の検討

IAEAでは、放射性核種の環境挙動を予測するための信頼できるモデルの確立に向けている(Environmental Modelling for Radiation Safety)プロジェクトを進行しており、7つのワーキンググループにおいて各種環境・核種に対するモデリング手法の検討やモデル予測の妥当性検証を行っている(IAEAのホームページ「<http://www-ns.iaea.org/projects/emras/>」参照)。ワーキンググループの一つであるトリチウム・炭素14ワーキンググループに参画し、大気一植物系、湖水系など各種環境におけるトリチウムの有機物への移行についてのモデル予測手法の検討に取り組んでいる。また、東海再処理施設において長年にわたって取得してきた各種モニタリングデータ(排気筒からの炭素14放出率、気象観測データ、米中の炭素14濃度データ等)を国際的なプロジェクトに有効活用すべくモデル検証用シナリオ「C-14 in Rice Scenario」を立案し、本シナリオに対する各国研究者のモデル開発・予測結果を集約し、シナリオリーダーとしてモデル間相互比較・モデル実測結果比較検討を進めている。本シナリオは炭素14を取り扱った初めてのシナリオであり、まとめた実測データに基づいていることから、大変興味深いものとなっている。(小嵐 淳)

#### 10.3.2 海外からの研修生の受け入れ

文部科学省の原子力研究交流制度に基づき、海外からの研修生2名を受け入れた。平成17年度海外研修生の受け入れ状況を、表10.6に示す。

表10.6 平成17年度海外研修生の受け入れ状況

受入れ 担当課	国及び機関名	研修内容	期間	人数
線量計測課	オーストラリア ANSTO *1	放射線管理用機器校正施設整備に伴う情報交換	H17.7	1名
環境監視課	マレーシア MINT *2	陸上環境モニタリングに関する空気中放射能濃度の測定方法及び放出源情報に基づく評価方法	H17.11 ～ H17.12	1名

\*1: (Australian Nuclear Science and Technology Organisation)

\*2: (Malaysia Institute For Nuclear Technology Research)

## 11. 放射線監視情報の公開状況

### 11.1 環境放射線モニタリング情報

環境監視課で測定された環境放射線モニタリング情報について、茨城県環境放射線監視計画に基づいた環境放射線及び農畜水産物等環境試料中放射能の測定結果（以下、四半期報という。）を平成9年10月よりインターネット上に公開している。その後、モニタリングポスト等で測定している環境放射線量率のリアルタイム公開を平成10年10月より開始した。平成16年6月1日から、空間放射線量率や気象情報等の10分値の追加及びレイアウト、解説を改良し充実を図るとともに、平成17年10月1日から、原子力2法人統合に伴うレイアウトの変更を行った（図11.1）。リアルタイム公開は、環境監視課テレメータシステムで収集している研究所内外のモニタリングポスト等による空間放射線量率や、気象情報等の10分値及び1時間値を時系列表示、トレンドグラフとして専用サーバで自動的に作成し、一般に公開しているものである。

また、四半期報は、茨城県東海地区環境放射線監視委員会に報告したデータを元に四半期ごとに作成し、隨時公開している。

モニタリング情報を公開するにあたっては、放射線等に関する分かりやすい解説を合わせて掲載している。なお、下記にホームページのURLを記載する。

リアルタイム公開 URL: [http://www.jaea.go.jp/04/ztokai/kankyo/realtimemap\\_10m.html](http://www.jaea.go.jp/04/ztokai/kankyo/realtimemap_10m.html)

四半期報：URL: <http://www.jaea.go.jp/04/ztokai/kankyo/kankyotop.html>

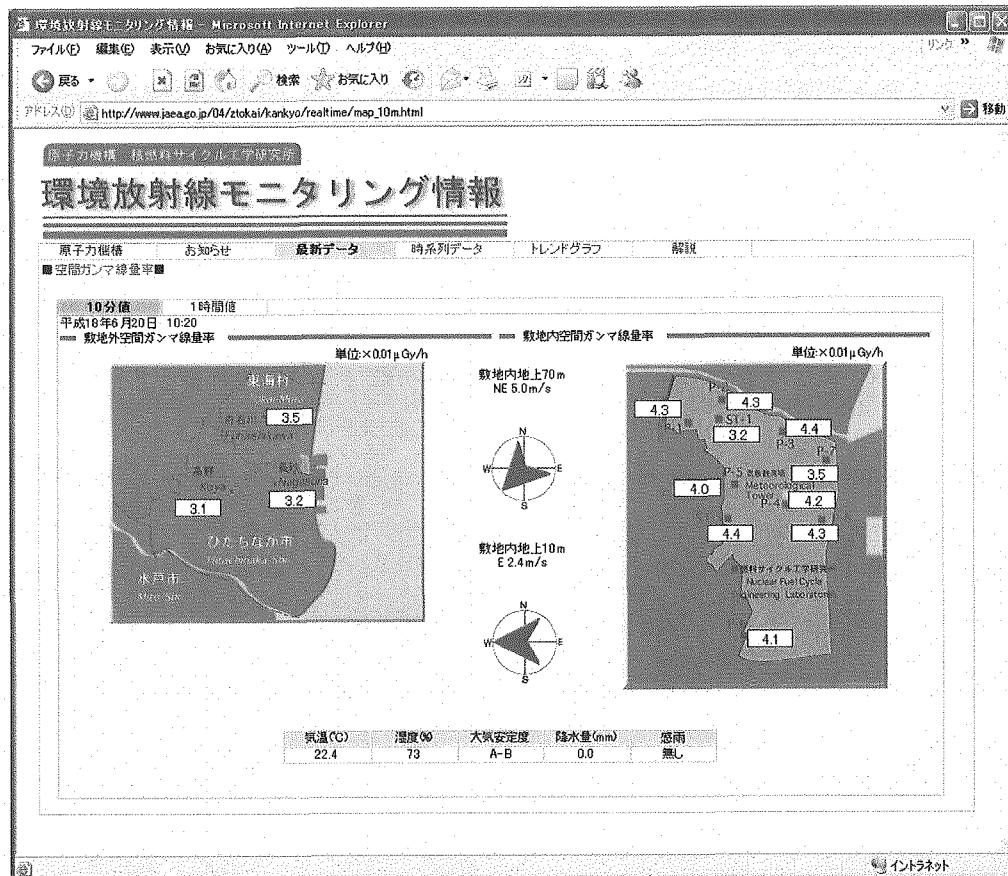


図 11.1 リアルタイム公開画面

## 12. 品質保証活動

### 12.1 マネジメントシステム推進委員会

#### (1) 委員会の開催実績

平成 17 年度における放射線管理部マネジメントシステム推進委員会（以下「MS 委員会」という。）は、本委員会の開催を 4 回、その他活動内容に応じた分科会（文書整備等 9 回、不適合管理 2 回）を開催し、保安規定品質保証システム、保安規則・RI 施設品質保証システム並びに労働安全衛生/環境マネジメントシステムの運用整備、維持及び改善による機能向上等について審議を行った。（表 12.1、表 12.2(イ), (ロ)参照）

表 12.1 MS 委員会開催実績

開催日	主たる議題
H17.5.26 (第 1 回)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・保安規定品質保証関連……保安検査準備、保安規定品質保証要領書改定</li> <li>・OHSMS/EMS 関連……昨年度教育報告書、今年度目標、今年度計画</li> </ul>
H17.7.4 (第 2 回)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・保安規定品質保証関連……再処理/使用品質保証計画書改定、保安検査報告、保安規定品質保証要領書改定、第三次文書審査</li> <li>・OHSMS/EMS 関連……組織変更に伴う対応、法人統合に係る今後の予定</li> </ul>
H18.1.26 (第 3 回)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・保安規定品質保証関連……保安検査報告、原子力安全監査/使用施設内部監査報告、使用施設保安規定改定、保安規定品質保証要領書改定、平成 17 年度マネジメントレビューインプット情報整理、水平展開対応、第三次文書審査報告</li> <li>・OHSMS/EMS 関係……定期審査予定、ISO14001-2004 の周知について</li> <li>・その他……………保安規則・RI 施設品質保証要領の整備、部長点検要領書の整備</li> </ul>
H18.3.29 (第 4 回)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・保安規定品質保証関連……保安規定品質保証要領書改定、平成 17 年度マネジメントレビュー結果、核取主任者の品質保証記録検閲、不適合管理報告、PDCA 運用管理</li> <li>・その他……………保安規則・RI 施設品質保証要領の制定</li> </ul>

表 12.2 MS 分科会開催実績

## (イ) 文書整備等分科会

実施日	主たる議題
H17.4.26	・文書整備関係…保安規定品質保証要領書改定案、第三次文書の要領書・手順書に係る作成基準整備
H17.9.27	・文書整備関係…保安規定品質保証要領書の改定、第三次文書審査 ・その他…………保安検査報告、統合後の品質保証の動き、受注者等品質監査、OHSMS/EMS 関連
H17.10.13	・文書整備関係…保安規定品質保証要領書改定案、保安規則・RI 施設品質保証要領の整備
H17.11.2	・文書整備関係…保安規定品質保証要領書の改定、保安規則・RI 施設品質保証要領の整備、第三次文書審査 ・その他…………各種監査対応、品質保証強化月間、発注先評価に係る対応、水平展開対応
H18.1.19	・文書整備関係…保安規則・RI 施設品質保証要領の整備
H18.1.31	・文書整備関係…保安規則・RI 施設品質保証要領の整備
H18.2.16	・文書整備関係…非常事態の措置に係る計画の整備
H18.3.3	・文書整備関係…保安規則・RI 施設品質保証要領の整備
H18.3.15	・文書整備関係…保安規則・RI 施設品質保証要領の整備

## (ロ) 不適合管理分科会

実施日	主たる議題	対象事象
H18.3.8 (第 1 回)	・是正計画書・報告書等による事象紹介・報告	・MP 施設の臨界警報装置に接続している放送設備からの音声アンウンスについて
H18.4.12 (第 2 回)	・是正内容等の経過報告、検討	・放管計算機システムの更新作業における誤警報吹鳴について
H18.4.20 (第 3 回)	・是正計画書・報告書の最終確認	・TVF 施設での警報バイパスピン挿入による外部への警報吹鳴について

## (2) 委員会の活動実績

## (a) 品質保証関連文書の制・改定

## ① 保安規定及び品質保証計画書の改定・整備

平成 17 年度における保安規定及び品質保証計画書の改定については、法人統合、法改正及び監督官庁からの指導事項に基づく改定が主なものであり、研究所会議等に参画し整備を行った。

なお、使用施設保安規定に関しては、JMTR（大洗研究開発センター材料試験炉）における平成 17 年 10 月 11 日付の使用前検査での不具合を機会とされた品質保証の充実化に係る文科省からの指導があり、当研究所においても大洗と同様に、保安規定及びそれに基づく品質保証計画書が改定され、品質保証の要求事項について更なる充実化が図られた。（表 12.3 参照）

表 12.3 平成 17 年度における保安規定及び品質保証計画書の改定

文書名	制定日	改定日	主な改定事由
核燃料物質使用施設 保安規定	H16.4.1	H17.10. 1	・法人統合に伴う組織名称等の変更
		H18. 2.10	・使用規則の改正に伴う整合化等
		H18. 4. 1	・文科省指導に基づく品質保証に係る主要事項の明確化
再処理施設保安規定	H16.6.7	H18.10. 1	・法人統合に伴う組織名称等の変更
核燃料物質使用施設 品質保証計画書	H16.4.1	H17. 5.20	・再処理施設品質保証計画書との整合化
		H17. 6.20	・別表構成の各部・センター文書名の変更
		H17.10. 1	・法人統合に伴う組織名称等の変更
		H18. 4. 1	・使用施設保安規定との整合化
再処理施設 品質保証計画書	H16.6.8	H17. 4. 6	・JEAC4111 との整合化
		H17. 6.10	・別表構成の各部・センター文書名の変更
		H17.10. 1	・法人統合に伴う組織名称等の変更
		H18. 4. 1	・再処理施設保安規定との整合化

## (2) 保安規定品質保証管理要領書の制・改定

保安規定品質保証管理要領書の制・改定については、上位文書である保安規定・品質保証計画書の改定、保安検査結果、内部監査結果及び運用を通して更に改善するなどの内容を踏まえ、的確に要領書へ反映し改定することで運用の定着化、効率化を図ってきている。

なお、法人統合に伴う対応については、上位文書等との兼ね合いから一時的な読み替え処置を施し、平成 17 年 10 月 20 日に滞りなく改定を完了した。（表 12.4(ⅰ), (ⅱ) 参照）

表 12.4 平成 17 年度における放射線管理部第二次文書及び第三次文書の制・改定

## (イ) 部第二次文書

文書名	制定日	改定日（改定事由）		
文書・記録管理要領書	H16.3.31	H17.5.16(4)	H17.10.20(1)	H18.2.1(3)
		H18.4.1(4)	H18.4.14(7)	—
内部コミュニケーション管理要領書	H16.3.31	H17.10.20(1)	—	—
教育・訓練要領書	H16.3.31	H17.5.16(4)	H17.10.20(1)	H18.2.1(7)
		H18.4.1(4)	—	—
業務計画及び実施要領書	H16.3.31	H17.10.20(1)	H18.2.1(3)	H18.4.1(4)
調達管理要領書	H16.3.31	H17.5.16(7)	H17.8.22(6)	H17.10.20(1)
		H18.2.1(6)	—	—
設計・開発管理マニュアル	H16.3.31	H17.5.16(4)	H17.10.20(1)	H18.2.1(3)
製作・施工管理マニュアル	H16.3.31	H17.5.16(7)	H17.10.20(1)	—
受注者等品質監査実施マニュアル	H16.3.31	H17.10.20(1)	H18.2.1(3)	—
検査及び試験管理要領書	H16.3.31	H17.5.16(6)	H17.10.20(1)	H18.2.1(3)
品質保証適用施設・設備等グレード分け	H16.3.31	H17.10.20(1)	—	—
不適合管理並びに是正及び予防処置要領書	H16.6.7	H17.5.16(2)	H17.8.22(2)	H17.10.20(1)
		H18.2.1(4)	H18.4.1(4)	—

## (ロ) 部第三次文書

文書名	制定日	改定日（改定事由）		
マネジメントシステム推進委員会規則	H15.4.25	H17.5.31(6)	H17.10.20(1)	H18.4.1(4)
教育・訓練計画書	H18.4.14	—	—	—
核燃料物質使用施設に係る放射線管理部の業務の計画	H16.3.31	H17.4.19(5)	H17.10.20(1)	H18.2.1(3)
		H18.4.1(4)	—	—
再処理施設に係る放射線管理部の業務の計画	H16.6.7	H17.4.19(5)	H17.10.20(1)	H18.2.1(3)
		H18.4.1(4)	—	—
職務依頼の手続きに関する規則	H14.1.30	H17.5.31(6)	H17.10.20(1)	—
再処理施設の運転前・停止後における部長点検要領書	H18.1.30	—	—	—
放射線保安規則及び放射線障害予防規程適用施設に係る放射線管理部の品質保証管理要領書・業務の計画	H18.3.31	—	—	—

\*改定事由 : (1) 法人統合に係る組織名称等の変更 (2) 保安検査指導事項等への整合化  
 (3) 内部監査における意見等への整合化 (4) 上位文書等との整合化  
 (5) 年度切替えに伴う見直し (6) 運用下における改善事項 (7) 所要の見直し

## (b) 放射線保安規則及び放射線障害予防規程適用施設に係る品質保証要領等の整備

研究所規則として「放射線保安規則及び放射線障害予防規程適用施設に係る品質保証計画書」(以下「保安規則・RI 品質保証計画書」という。)が制定(平成 17 年 10 月 1 日)されたことを受け、整備に係る分科会を設置し、上位文書である「保安規則・RI 品質保証計画書」において保安規定品質保証計画書の準用を謳っていることから、保安規定品質保証計画書に係る下部要領書を基本準用とした「放射線保安規則及び放射線障害予防規程適用施設に係る放射線管理部の品質保証管理要領・業務の計画」を策定し、運用を開始した。(平成 18 年 3 月 31 日制定、平成 18 年 4 月 1 日施行)

これに伴い、「放射線安全部施設品質保証計画書」は廃止とした。

## (c) 保安規定品質保証マネジメントシステムの運用管理

## ① 品質目標リスト

平成 17 年度における理事長及び所長の品質方針及び研究所の品質目標を受け、業種毎の業務内容、プロセスの監視及び測定結果、マネジメントレビュー結果等を考慮した上で品質方針との整合、達成度が判定可能な部及び各課の品質目標を策定し、部員への周知・教育を行った。

なお、策定した品質目標は、四半期毎(中間、暫定報告)に達成状況の管理を行い、最終報告において、放 2 課の「臨界警報装置の更新」に係る設工認の遅れを除き平成 17 年度の品質目標が達成できたことを確認した。また、平成 18 年度の品質目標については、平成 17 年度のマネジメントレビュー結果を反映した平成 18 年度の品質方針、研究所の品質目標等を受け、部及び各課の目標を策定した。(表 12.5 参照)

表 12.5 平成 17 年度及び平成 18 年度における部品質目標事項

平成 17 年度	平成 18 年度
<ul style="list-style-type: none"> <li>a) 設備・操作に係る原理・考え方等を含めた教育・訓練の実施</li> <li>b) 放射線管理用機器の定期的な点検及び保全の確実な実施</li> <li>c) 放射線管理用機器の点検・保守結果に基づく保全計画の見直し・更新</li> <li>d) 放射性廃棄物(気体・液体)の放出監視・測定を確実に実施する</li> <li>e) 保安規定及び品質保証計画書の教育実施</li> <li>f) 法人統合に係る変更事項の周知教育実施</li> <li>g) 所・各センター訓練への参画及び部内訓練の計画的実施</li> <li>h) 法人統合後の組織体制での通報連絡等保安上必要な訓練の実施</li> <li>i) 保安検査、保安巡視における意見・要望等への適切な措置を実施する</li> <li>j) 内部監査及びマネジメントレビューにおける指示事項等への適切な措置を実施する</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>a) 保安教育・訓練及び実務教育・訓練の計画的実施</li> <li>b) 放射線管理部施設における保全計画書に基づく設備等の整備及び点検の実施</li> <li>c) 保全計画の見直し</li> <li>d) 非常事態対応資器材の計画的な点検実施</li> <li>e) 非常事態措置関連計画書、要領書、手順書等の見直し</li> <li>f) 所訓練の実施及び参画並びに部としての保安訓練の実施</li> <li>g) プロセスの監視及び測定に基づく業務改善の実施</li> <li>h) 品質保証計画書・要領書の改定毎に係る整合化整備の実施</li> <li>i) JEAC4111 に係る手引書の見直し発行</li> <li>j) 要領書等フローシートの理解促進に係る見直し</li> <li>k) 要領書等改定毎の教育資料の作成と周知の実施</li> <li>l) 管理職会議及び安全推進協議会等による情報交換会の実施</li> </ul>

## ② プロセスの監視及び測定

プロセスの監視及び測定においては、品質保証計画書で定められた対象プロセス（運用管理、資源運用、業務計画・実施、評価・改善）について、当部「業務計画及び実施要領書」に従い、監視及び測定結果が業務計画等に定める判定基準を満足しなかったものに対する改善事項及びその措置の方法に関して記録し、四半期毎に部長による確認を行った。

なお、監視及び測定結果が良好であったものについても、合理化・省力化の観点から、積極的に改善を図るよう意識し対応を図った。

## ③ データの分析

データ分析の取組みとして、当部「業務計画及び実施要領書」に従い、平成 16 年度及び平成 17 年度におけるシステム運用に係る実績（保安検査、各種監査における意見等、マネジメントレビュー結果、プロセスの監視及び測定結果等）の集約を行った。集約したデータは、統計的手法を用い品質保証活動の適切性及び有効性を評価するとともに、継続的改善の一助として部内共有を図った。

なお、当部の取組みは、本部から良好事例としてふげんの品質保証担当者に紹介する要請を受け、取組み内容の情報提供等を行った。

## ④ 第三次文書の要領書・手順書に係る作成基準の整備（文書審査）

保安規定品質保証活動が導入 2 年目となり、平成 17 年度は本格的な運用管理段階へ移行させるとともに、法人統合及び加工施設移行準備等も考慮した上で、第三次文書（各課レベルの要領書、手順書類）の整備に重点を置き活動を行った。具体的な取組みとしては、部内における要領書・手順書の基本体系及び構成内容を整理する「第三次文書の要領書・手順書に係る作成基準」を備えるとともに、これらに基づき、各課において見直された第三次文書について MS 委員会における審査を実施し、その結果を踏まえ文書の全体的な整理を行っている。

### (d) 品質保証関係に係る保安検査対応

平成 17 年度の保安検査については、保安規定品質保証導入 2 年目ということから、保安規定、品質保証計画書及び下部要領書間の整合はもとより、それらの取組み状況及びその成果等、運用定着に重点をおいた検査が行われたが、全体的に品質保証の取組みが定着しているとの評価を得ている。

#### ① 再処理施設に係る保安検査

再処理施設に係る保安規定品質保証を対象とした保安検査は、毎四半期実施され、第 1、2 四半期にあっては集中検査として品質保証について重点的に実施されるとともに、第 3、4 四半期においても品質保証関連の全条文に対する逐条検査が行われる中、保安上大きな問題もなく、保安活動が適切に遂行されているとの評価を得ている。一方、“設計・開発のクライテリアの明確化”、“不適合事象の情報共有”、“業

務計画の品質保証文書としての位置付け”、“設計・開発に係る検証内容の対比化”、“教育・訓練に係る保安規定要求事項との整合化”について指導・要望が提示されたが、いずれも当該各課、MS 委員会等における検討・調整の基に速やかに是正・改善を行い運用展開としている。

なお、研究所に対する指導・意見として提示された“非常事態の措置に係る計画の整備”については、各部・センターが作成した「非常事態の措置に係る計画」に対し、所長が承認したものをもって研究所の計画とすることで処置を行なった。(表 12.6 参照)

表 12.6 再処理施設の品質保証関係保安検査

区分	日程（品質保証に係る検査）	品質保証事項検査の観点
第 1 四半期	H17.5.23～6.10（H17.5.31～6.2）	・集中検査として取組み状況、成果を重点に確認
第 2 四半期	H17.8.22～9.9（H17.8.30～9.1）	・集中検査として取組み状況、成果を重点に確認
第 3 四半期	H17.11.21～12.9（H18.12.2～12.5）	・法人統合に係る保安規定改定内容及び逐条検査として取組み状況、成果を重点に確認
第 4 四半期	H18.2.20～3.10（H18.2.23～2.28）	・前回指導事項（非常事態の措置に係る計画関係）及び逐条検査として取組み状況、成果を重点に確認

## ② 使用施設に係る保安検査

使用施設に係る保安規定品質保証を対象とした保安検査は、第 3 四半期及び第 4 四半期に実施されたが、研究所レベルの内容とされ、部レベルの内容は対象外となつたことから、当部の対応はなかった。

なお、文科省指導に基づく品質保証事項の強化が図られ、保安規定も改定された（平成 18 年 4 月 1 日）ことより、平成 18 年度は、従来よりも厳しい検査が想定されるものであるが、当部にあっては再処理施設における品質保証対応をベースに下部要領書等一元化整備及び運用を行ってきており、準備段階において特に影響がないことを確認している。

## (e) 各種監査対応

### ① 原子力安全監査

原子力安全監査については、JEAC4111-2003、再処理施設品質保証計画書及びそれに基づく関連要領書類を監査基準とし、品質保証計画書で規定する項目全般に対する実施状況の確認が行われた。

当部にあっては、平成 17 年 12 月 19 日、20 日に線量計測課、環境監視課及び放射線管理第 2 課が受検し、本監査及び事前文書監査において、意見・要望等が 15 件、良好事例が 6 件挙げられた。

なお、フォローアップが必要と判断された事前文書監査における意見・要望事項

1件（検査員の指名に係る要件の明確化）については、その他の意見・要望事項に対する自主改善を含め、平成18年2月1日に関連要領書の改定を行い、2月3日に処置完了に係る報告を行った。

また、良好事例については、データ分析の取り組み等が評価されたのをはじめ、昨年度と比べ大幅に事例が増加しており、平成18年度においても更なる運用の定着化を図るべく継続して対応を行うものである。

## ② 使用施設内部監査

使用施設内部監査については、監査の合理化、省力化の観点から原子力安全監査との一部複合監査（当部にあっては同チェックリスト、同課、同日）として実施された。監査結果に関しては、文書監査の実施はないものの、原子力安全監査と同内容の意見・要望事項3件及び良好事例6件が挙げられた。

## ③ 受注者等品質監査

受注者等品質監査については、放射線管理第2課発注の「放射線管理情報処理システムのソフトウェアの改造（LWTF 施設取込）」（三菱電機株式会社）を対象に、  
① 監査基準を“ISO(JIS Q)9001:2000 及び本契約に係るメーカーの品質保証計画書”、  
② 監査範囲を“本契約内容に対する品質マネジメントシステム運用状況全般”とし、平成17年11月24日、25日に実施した。

実施結果は、不適合・要望事項等ではなく、個人毎の教育計画、育成計画の作成や品質管理個別計画におけるプロジェクト毎の業務管理等、良好事例4件が挙げられた。

## (f) 各種マネジメントレビューの対応

再処理施設、使用施設並びにその他施設のそれぞれの品質保証活動の対応に係るマネジメントレビューにあっては、四半期毎に部内各課に係る品質保証活動を集約し、改善の要否に基づき改善がある場合には改善措置をまとめている「プロセスの監視及び測定結果に係る記録」を主体に、部長による確認、見解を付加し、インプット情報として提供を行った。

### ① 再処理施設

再処理施設の品質保証活動に係るマネジメントレビューの実施者は理事長であり、当部がマネジメントレビューに提供するインプット情報は他関係部署を含め研究所として集約、かつ再整備の上、所長の確認を経て理事長に提供されマネジメントレビューが実施された。

### ② 使用施設、政令41条非該当使用施設及びRI施設

使用施設、政令41条非該当使用施設及びRI施設の品質保証活動に係るマネジメントレビューの実施者は所長であり、当部がマネジメントレビューに提供するインプット情報は他関係部署を含め研究所として集約、かつ再整備の上、所長に提供さ

れマネジメントレビューが実施された。

なお、上記①、②の結果（理事長、所長の改善指示事項）については、“各職場でのコミュニケーション”、“品質保証文書の合理化”、“効果的・効率的な教育”及び“危機管理の充実”等が挙げられており、これらは平成 18 年度の部及び各課の品質目標に取り入れ、年度内の達成を目標に改善に資するものである。

#### (g) 不適合管理対応

##### ① 是正措置対応

保安規定品質保証対応下における不適合事象は 5 件発生しており、何れも軽微な不適合事象として、当部「不適合管理並びに是正及び予防処置要領書」に従い、速やかな応急処置とともに、原因究明、是正及び再発防止について万全な対策を図り収束に至っている。

なお、誤警報関係 3 事象については、短期間に集中して発生したことから、共通するシステム等の問題の可能性も考慮に、不適合管理分科会を設置し、品質保証の観点からの検討を行い、それらの結果を一連の処置に反映させた。（表 12.7 参照）

表 12.7 不適合管理対応

区分	発生日	件名	担当課
軽微	H17.5.18	・放射線管理・保守記録の点検結果の記載漏れ	放 2 課
軽微	H18.1.27	・MP 施設の臨界警報装置に接続している放送設備からの音声アナウンス	線計課
軽微	H18.1.28	・放管計算機システムの更新作業における誤警報吹鳴	放 2 課
軽微	H18.2.1	・TVF 施設での警報バイパスピン挿入による外部への警報吹鳴	放 2 課
軽微	H18.2.21	・非常事態の措置に係る計画の決裁者の齟齬	線計課

##### ② 水平展開対応

平成 17 年度は、本部からの指示に基づく所外水平展開 6 件及び保安管理部からの指示に基づく所内水平展開 1 件について、展開取り入れの検討・調整を経て、既に処置済み若しくは対象設備等該当がないことを確認するとともに、一部取り入れの対応を実施した。

なお、取り入れの内容として、前述する JMTR 水平展開は、“施設検査対応要領の充実化整備”及び、HTTR 作業員負傷については、“同種設備の作業手順への整備”を図った。（表 12.8 参照）

表 12.8 水平展開の対応

区分	対応時期	件名	関係部署	展開要否
本部指示事項	H17.5	・大洗工学センター材料照射用実験装置の使用前検査における耐圧漏えい検査の不良に係る水平展開	各課	否
	H17.7	・文科省原子力規制室長指示文書「原子力施設における安全管理の徹底について」(東工大 RI 実験室フード内のホットプレート過熱を原因とする火災発生に係る水平展開)	各課	否
	H17.7	・核物質防護規定の記載不備に係る水平展開について	各課	否
	H17.12	・JMTR 原子炉施設の施設定期検査時における検査前条件の不備に係る水平展開 (2005-01)	各課	要
	H17.12	・「原子力科学研究所陽子加速開発棟ソレノイド電磁石の発煙」に係る水平展開 (2005-02)	環境課	否
	H18.1	・「HTTR 原子炉建家における圧縮機分解点検時の作業員手指負傷」に係る水平展開 (2005-03)	各課	要
所内展開事項	H17.6	・再処理施設プルトニウム転換技術開発施設におけるグローブボックス底面の汚染に係る水平展開(H17-1)	各課	否

## (h) 労働安全衛生/環境マネジメントシステムの運用管理

労働安全衛生マネジメント活動については、全ての業務、作業に対しリスクの洗い出し及びその低減化に向けてのワークシートの見直しを行うとともに、それらの改善を図ることにより、特定する重大なリスクは解消した。

そのため、小さなリスクの中から早急に改善が必要であると判断した「気がかりなリスク」として 2 件を選定し、低減活動を実施した。

環境マネジメント活動では、上記ワークシートと同様、所掌業務に対する環境側面、環境影響評価の定期見直しを実施した。所共通取り組み事項である、「コピー用紙使用量低減」、「電力使用量低減」及び「ガソリン燃料の使用量低減」については建屋の部屋毎に削減推進委員を指名し、連絡を密にすることにより確実に推進している。

労働安全衛生/環境マネジメントシステム目的・目標の達成状況管理のため、マネジメントプログラムに従い管理を行うとともに、中間報告、暫定報告、最終報告にて達成状況の管理、報告を実施した。

なお、内部監査が 12 月 6、7、12 日の 3 日間に実施され、放射線管理部は 12 月 6 日に受けた。本年度は労働安全衛生/環境マネジメントシステムが認証後 4 年目となることや、本規則の ISO14001 が 2004 年 11 月に改訂されたこと、及び 10 月に新法人発足による組織変更が行なわれたことから、これらに係る規定類の改訂について重点的に監査が行なわれた。

監査の結果として、重大な不適合、軽微な不適合及び観察事項はなかった。その他、要望事項としては IS014001:2004 年改訂の内容について理解を深めることや、良好事例として教育報告書等に電子化を積極的に進めていることが挙げられた。

また、定期審査が平成 18 年 2 月に実施された。審査の結果、労働安全衛生マネジメントシステム基本規則の「4.4.7 緊急事態での準備及び対応」に関して 1 件「要観察事項」があった。指摘の内容としては、訓練を実施した場合、その手順書の改訂の要否について検討し、その結果を保安教育訓練・計画書に記載することというものであり、この指摘について是正処置を行なうとともに、部内各課に水平展開を図った。

#### (i) その他

##### ① 品質保証教育

品質保証推進活動の一環として、本部及び研究所主催の研修・教育等への参加並びに各課において保安規定品質保証に係る教育を実施し、品質保証に係る知識向上及び意識高揚を図った。

内部監査員研修等への参加実績は、IS09001 内部監査員研修に 1 名、IS014001/OHSAS18001 内部監査員研修に 1 名が参加し、いずれも合格となった。

また、部内においては、前述する(2)(a)に示す保安規定、品質保証計画書及び下部要領書の制・改定の都度、各々の業務に応じその教育を実施した。

なお、教育の実施に当たっては、受講者による自己評価や穴埋め形式のテスト等により理解度の確認を行うとともに、受講者の感想・意見を集約し、実施方法や教材の改善を継続的に行っている。

##### ② 品質保証活動強化月間

品質保証活動強化月間（平成 17 年 11 月）における部内の取組みとして、ポスターの掲示、品質保証講演会、内部監査員を対象としたスキルアップ研修への参加、下部要領書の見直しを実施し、品質保証活動の更なる推進及び意識の高揚を図った。

## 12.2 技術・技能認定制度

平成 17 年度の講習会及び認定試験(筆記及び実技試験)は、「オシロスコープの取扱(6、3月)」、「エアマスクの取扱(10月)」、「 $\gamma$ 線核種分析装置による測定分析(9月)」、「全身カウンタによる内部被ばく線量評価(2月)」、「放射線管理員(1、3月)」を実施し、各認定項目において認定取得が図られた。(表 12.9 参照)

なお、今後も認定制度の充実を図るため更なる新規認定項目の編成・整備の取組みを継続し、放射線安全に係る業務運営及び放射線安全の確保の強化に努めていく。

表 12.9 各認定項目における各課の認定取得者数(今年度認定者／累積認定者\*)

認定項目	線量計測課	環境監視課	放管第1課	放管第2課	合計
1.エアマスクの取扱	0/1名	—	9*/26名	9*/29名	18*/56名
2. $\gamma$ 線核種分析装置による測定分析	初級:3/6名 中級:2/2名	初級:1/5名 中級:2/2名	初級:0/8名 中級:2/2名	初級:3/11名 中級:—	初級:7/30名 中級:6/6名
3.オシロスコープの取扱	0/1名	2*/5名	8*/17名	3*/17名	13*/40名
4.全身カウンタによる内部被ばく線量評価	4/10名	—	—	0/1名	4/11名
5.放射線管理員	—	—	4/7名	6/9名	10/16名

\* : H17 年度末における在籍認定者(有効期限に対する更新を含む)

## 13 二法人統合に向けた情報交換

平成 17 年 10 月 1 日付けで核燃料サイクル開発機構（以下、「JNC」という。）及び日本原子力研究所（以下、「原研」という。）の二法人が統合され、日本原子力研究開発機構が発足した。

二法人統合により東海研究センターとなる JNC 東海事業所と原研東海研究所の放射線管理部門では、統合が円滑に行えるようにするために、東海地区放射線管理部門連絡会を設置し、課題の抽出・検討を行うと共に、両事業所の放射線管理に係る相互理解を図るために、JNC 東海事業所及び原研東海研究所の放射線管理部門間による情報交換会を開催した。

東海地区放射線管理部門連絡会は、平成 17 年において 5 回実施し、個人被ばく管理、環境監視、施設放射線管理等について課題の検討を行った。また、情報交換会では、二法人における各放射線管理部門が所掌する施設を見学するとともに、具体的な管理方法に係る質疑を中心とした意見交換を行い、実施方法は異なるものの、放射線管理の基本的な考え方には大きな相違が無いことを確認するとともに、統合に向けた相互理解を図った。東海地区放射線管理部門連絡会の実施状況を表 13.1 に、情報交換会の実施状況を表 13.2 に示す。

表 13.1 東海地区放射線管理部門連絡会の実施状況

開催日	開催場所	内 容
H17.5.27	原研 東海研究所	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 東海地区放射線管理部門連絡会の設置</li> <li>・ 個人被ばく管理に係る課題の検討状況</li> <li>・ 環境監視に係る課題の検討状況</li> <li>・ 施設放射線管理に係る課題の検討状況</li> <li>・ H18 年度概算予算要求状況・調整事項</li> </ul>
H17.7.7	JNC 東海事業所	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 施設保安規定の改定準備状況</li> <li>・ 個人被ばく管理に係る課題の検討状況</li> <li>・ 施設放射線管理に係る情報交換状況</li> <li>・ 新法人本部組織の研究開発部門の安全管理体制</li> <li>・ 放射線管理基準検討WG検討状況</li> </ul>
H17.8.9	原研 東海研究所	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 新法人組織・権限に係る検討状況</li> <li>・ 個人被ばく管理に係る課題の検討状況</li> </ul>
H17.9.9	JNC 東海事業所	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 各種規定基準類の改定進捗状況</li> <li>・ 今まで統合準備として実施してきた検討結果の総括</li> </ul>
H18.1.18	JNC 東海事業所	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 組織及び業務概要</li> <li>・ H18 年度予算実施計画の概要</li> <li>・ 保安規定品質マネジメントシステムについて</li> </ul>

表 13.2 情報交換会の実施状況

実施日	場 所	参加者数	議 題 等
H17.4.26	JNC 東海事業所	原研：9名 JNC：6名	・ 施設見学（東海再処理施設） ・ 意見交換
H17.6.17	原研 東海研究所	原研：9名 JNC：8名	・ 施設見学（JRR-3, NUCEF） ・ 意見交換

## 14. おわりに

本書は、平成 13 年度の初号 (\*) に引き続き、第 5 号目の放射線管理部の活動状況をまとめた年報である。今回も編集にあたってはできるだけ図表を多くして理解しやすくなるよう努め、一部構成の見直しも実施した。

本書の内容は部内従業員全員の努力の成果であるが、本書をまとめるにあたっては特に下記の方々の労によるところが多い。ここに記して謝意を表する。

### 執筆者

#### 放射線管理部

宮部 賢次郎、古田 定昭

岡 努、郷田 正

#### 線量計測課

百瀬 琢磨、伊藤 公雄、渡辺 敏幸、猿田 順一、椿 裕彦、岡田 和彦、  
辻村 憲雄、高田 千恵、吉田 忠義

#### 環境監視課

武石 稔、宮河 直人、今泉 謙二、中野 政尚、竹安 正則、藤田 博喜、  
水谷 朋子、小嵐 淳

#### 放射線管理第 1 課

大関 清、石川 久、田崎 隆、井崎 賢二

#### 放射線管理第 2 課

小林 博英、江尻 英夫、秋山 聖光、吉崎 裕一、堀越 義紀、長谷川 市郎、  
川崎 位、小坪 直樹、眞田 幸尚

---

(\*) 初号～第 4 号までは旧核燃料サイクル開発機構東海事業所の放射線安全部年報、第 5 号において事業所名、及び組織名称変更に伴い、日本原子力研究開発機構東海研究開発センター核燃料サイクル工学研究所の放射線管理部年報となっている。

This is a blank page.

## 付 錄

### 付録 1 図表

- 付録表 1 再処理施設の区域区分と線量率等
- 付録表 2 特殊放射線作業の区分
- 付録表 3 放射線業務従事者の線量限度及び勧告レベル等
- 付録表 4 再処理施設における放射性気体廃棄物中の主要核種の 1 年間の最大放出量(基準値)
- 付録表 5 CPF における排気に係る管理目標値(基準値)
- 付録表 6 再処理施設における海洋放出モニタリング対象核種及び放出基準
- 付録表 7 第一排水溝排水の排出基準(基準値及び管理の目標値)
- 付録表 8 第二排水溝排水の放出基準(基準値及び管理の目標値)
- 付録表 9 陸上環境監視計画
- 付録表 10 海洋環境監視計画
- 付録図 1 再処理施設保安規定に基づく環境試料等の採取場所及び測定地点
- 付録図 2 茨城県環境放射線監視計画図(核燃料サイクル工学研究所実施分)

### 付録 2 外部発表、特許出願、受賞状況

- リスト 1 平成 17 年度に作成した技術資料
- リスト 2 平成 17 年度の口頭発表実績
- リスト 3 特許出願状況
- リスト 4 受賞状況

### 付録 3 用語集

This is a blank page.

## 付録 1 図表

付録表 1 再処理施設の区域区分と線量率等

区域名	線量率 ( $\mu\text{Sv}/\text{h}$ )	表面密度	空気中の放射性物質濃度
グリーン区域	$\leq 12.5$	告示に定められた表面密度限度以下の区域	3ヶ月管についての平均濃度が告示に定められた濃度限度以下の区域
* アンバー区域	$\leq 500$	告示に定められた表面密度限度を超えるおそれのある区域	3ヶ月管についての平均濃度が告示に定められた濃度限度を超えるおそれのある区域
レッド区域	$> 500$	告示に定められた表面密度限度を超えるおそれのある区域	3ヶ月管についての平均濃度が告示に定められた濃度限度を超えるおそれのある区域

\* : 線量率は作業の種類、内容によって設定する。例えば、作業頻度の比較的高い場所では  $25 \mu\text{Sv}/\text{h}$  におさえ、一方、立ち入る可能性の少ない所に対しては  $500 \mu\text{Sv}/\text{h}$  以下におさえる。

付録表 2 特殊放射線作業の区分

区分		定義	
特殊放射線作業	S 1	S 2 作業の定義に該当し、さらに下記の原因調査レベルを超え又は超えるおそれがある作業を行うとき 実効線量 : $3.7\text{mSv}/3\text{カ月}$ 等価線量(皮膚) : $37\text{mSv}/3\text{カ月}$	
	S 2	① 作業者の実効線量が、 $1\text{mSv}/\text{週}$ を超えるおそれのあるとき ② 作業者の等価線量(皮膚)が $10\text{mSv}/\text{週}$ を超えるおそれのあるとき ③ レッド区域に立ち入るとき ④ 作業開始後、作業場所における線量率が、次のいずれかに該当するとき (i) $\gamma$ 線及び中性子線による線量率が $0.5\text{mSv}/\text{h}$ を超えるおそれのあるとき (ii) $\beta$ 線による線量率が $3\text{mSv}/\text{h}$ を超えるおそれのあるとき ⑤ 作業開始後、作業場所における空気中放射性物質濃度が 1週間平均で空気中濃度限度 $\times 1/10$ を超えるおそれのあるとき ⑥ 作業開始後、作業場所における表面密度が、次のいずれかに該当するとき (i) $\alpha$ 線を放出する放射性物質について、 $0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$ を超えるおそれのあるとき (ii) $\alpha$ 線を放出しない放射性物質について、 $4\text{Bq}/\text{cm}^2$ を超えるおそれのあるとき ⑦ その他、汚染拡大防止策、被ばく防止策等特別な放射線管理上の配慮が必要であり安全を確保するうえでセンター内各課長、放射線管理第2課長が特に必要と認めた場合。	
	A 1	アンバー区域内の作業	アンバー区域において管理目標値以上の区域で実施する放射線作業または定型化されていない放射線作業
	A 2		アンバー区域において管理目標値未満に管理された区域で実施する定型化された放射線作業。

付録表 3 放射線業務従事者の線量限度及び勧告レベル等

## 放射線業務従事者の線量限度

区分	項目	線量限度（注1）
放射線業務従事者	実効線量	100mSv／5年（注2）
		50mSv／年（注3）
		5mSv／3カ月（注4）
		内部被ばく 1mSv（注5）
	等価線量	眼の水晶体 150mSv／年（注3）
		皮膚 500mSv／年（注3）
		腹部表面 2mSv（注5）

(注1) 実効線量限度は、外部被ばくと内部被ばくによる線量の合計について定められたものである。

(注2) 5年とは平成13年4月1日以降5年ごとに区分した期間とする。

(注3) 4月1日を始期とする1年間とする。

(注4) 妊娠不能と診断された者、妊娠の意思のない旨をセンター長、又は担当部長に書面で申し出た者及び妊娠中の女子を除く、女子を対象とする。

(注5) 妊娠中である本人の申し出等により、女子については、センター長又は担当部長が妊娠の事実を知ったときから出産までの期間を対象とする。

## 原因調査レベル及び勧告レベル

## (1) 基本適用事項

区分	項目	原因調査 レベル（注2）	要警戒の 勧告レベル	作業制限の 勧告レベル
放射線業務 従事者	実効線量 (注1)	3.7mSv/3カ月	20mSv/年かつ 13mSv/3カ月	100mSv/5年かつ 50mSv/年
	等価線量 (皮膚)	37mSv/3カ月	130mSv/3カ月	500mSv/年

## (2) 付加適用事項

区分	項目	要警戒の 勧告レベル	作業制限の 勧告レベル
女子（(注3及び 下記を除く)）	実効線量（注1）	3.7mSv/3カ月	5mSv/3カ月
妊娠中の女子	実効線量	—	内部被ばくについては 1mSv/当該期間（注4）
	等価線量 (腹部表面)	1mSv/当該期間	2mSv/当該期間

(注1) 実効線量については、外部被ばくと内部被ばくによる線量の合計について定められている。

(注2) 原因調査レベルを変更することができる。ただし、女子にあっては、妊娠不能と診断された者及び妊娠する意思のない旨を書面で申告した者に限る。

(注3) 妊娠不能と診断された者及び妊娠する意思の無い旨を書面で申告した者。

(注4) 当該期間とは、妊娠の事実について本人の申出等があった時点から出産までの期間とする。

付録表 4 再処理施設における放射性気体廃棄物中の主要核種の 1 年間の

## 最大放出量（基準値）

(主排気筒, 第一付属排気筒, 第二付属排気筒の合計)

主要核種	1 年間の最大放出量 (GBq)
$^{85}\text{Kr}$	$8.9 \times 10^7$
$^3\text{H}$	$5.6 \times 10^5$
$^{14}\text{C}$	$5.1 \times 10^3$
$^{131}\text{I}$	$1.6 \times 10$
$^{129}\text{I}$	1.7

付録表 5 CPF における排気に係る管理目標値（基準値）

核種	3 カ月間の平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	年間放出量 (GBq)
希ガス類 ( $^{85}\text{Kr}$ , $^{133}\text{Xe}$ 等)	$4.8 \times 10^{-3}$	$2.7 \times 10^3$
$^3\text{H}$	$2.4 \times 10^{-4}$	$1.5 \times 10^3$
$^{131}\text{I}$	$2.2 \times 10^{-7}$	1.3

付録表 6 再処理施設における海洋放出モニタリング対象核種  
及び放出基準

区分	最大放出濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	1年間の最大放出量 (GBq)
全 $\alpha$ 放射能	$3.0 \times 10^{-2}$	4.1
全 $\beta$ 放射能 ( $^3\text{H}$ を除く)	$1.2 \times 10$	$9.6 \times 10^2$
$^{89}\text{Sr}$	(注1) $2.3 \times 10^{-1}$	$1.6 \times 10$
$^{90}\text{Sr}$	(注1) $4.8 \times 10^{-1}$	$3.2 \times 10$
$^{95}\text{Zr}$ - $^{95}\text{Nb}$	$5.9 \times 10^{-1}$	$4.1 \times 10$
$^{103}\text{Ru}$	$9.3 \times 10^{-1}$	$6.4 \times 10$
$^{106}\text{Ru}$ - $^{106}\text{Rh}$	7.4	$5.1 \times 10^2$
$^{134}\text{Cs}$	$8.5 \times 10^{-1}$	$6.0 \times 10$
$^{137}\text{Cs}$	$7.8 \times 10^{-1}$	$5.5 \times 10$
$^{141}\text{Ce}$	$8.1 \times 10^{-2}$	5.9
$^{144}\text{Ce}$ - $^{144}\text{Pr}$	1.7	$1.2 \times 10^2$
$^3\text{H}$	$2.5 \times 10^4$	$1.9 \times 10^6$
$^{129}\text{I}$	(注1) $3.7 \times 10^{-1}$	(注2) $2.7 \times 10$
$^{131}\text{I}$	1.6	(注2) $1.2 \times 10^2$
Pu ( $\alpha$ )	(注1) $3.0 \times 10^{-2}$	2.3

(注1) 1ヶ月平均1日最大放出濃度

(注2)  $^{129}\text{I}$ ,  $^{131}\text{I}$  の年間最大放出量は、合計 96.2GBq ( $^{129}\text{I}$  : 26.6GBq,  $^{131}\text{I}$  : 69.6GBq) を目標とする。(茨城県)

付録表 7 第1排水溝排水の排出基準(基準値及び管理の目標値)

(注1) 放射能及び核種	濃度限度 Bq/cm <sup>3</sup>	3カ月間放出量 MBq (注2)	年間放出量 MBq (注2)	備考
全α放射能	$1 \times 10^{-3}$ (注3)	—	—	
全β放射能	$3 \times 10^{-2}$ (注3) 管理濃度 (注4) [ $3.7 \times 10^{-3}$ ]	—	—	
<sup>3</sup> H	$6 \times 10$ (注3) 管理濃度 (注5) [ $1.1 \times 10$ ]	$7.4 \times 10^2$	$1.9 \times 10^3$	
ウラン (注6, 7)	$1 \times 10^{-2}$	$7.0 \times 10^2$	$2.1 \times 10^3$	放出量は <sup>234</sup> U, <sup>235</sup> U, <sup>238</sup> U の合計とする。

(注1) 全α放射能、全β放射能及び<sup>3</sup>Hに含まれない核種が検出された場合は法令値を濃度限度とし、濃度による放出管理を行う。なお、全α放射能及び全β放射能の濃度限度は使用施設放射線管理基準による。

(注2) 原子力安全協定の「管理の目標値」による。

(注3) 1週間連続採取試料の測定により、濃度限度を超えないよう管理する。

$$\frac{(\text{全}\alpha\text{測定値})}{1 \times 10^{-3}} + \frac{(\text{全}\beta\text{測定値})}{3 \times 10^{-2}} + \frac{(^3\text{H測定値})}{6 \times 10^1} \leq 1$$

(注4) 原子力安全協定における「管理の目標値」及び茨城県環境放射能監視計画を担保するため、全β放射能の排水中濃度は、1週間平均濃度で  $3.7 \times 10^{-3}$  Bq/cm<sup>3</sup>を超えないよう管理する。

以下に全β放射能に係る管理の目標値等を示す。

a) 原子力安全協定 :  $3.7 \times 10^{-3}$  Bq/cm<sup>3</sup> (3カ月間平均濃度)

b) 茨城県環境放射能監視計画 :  $4 \times 10^{-3}$  Bq/cm<sup>3</sup> (1カ月間平均濃度)

なお、原子力安全協定の「管理の目標値」を別表-1に示す。

(注5) 原子力安全協定の「管理の目標値」を担保するため、<sup>3</sup>Hの排水中濃度は1週間平均濃度で  $1.1 \times 10$  Bq/cm<sup>3</sup>を超えないよう管理する。

(注6) ウランは、月合成試料から月平均濃度、3カ月間放出量、年間放出量を求め、放出量が基準値を超えないよう管理する。なお、ウランの排水中濃度は全α放射能及び全β放射能に含まれるため、核種の濃度による放出管理は実施しない。

(注7) ウランの濃度限度は、原子力安全協定の「管理の目標値」を用いる。

付録表 8 第2排水溝排水の放出基準(基準値及び管理の目標値)

(注1) 放射能及び核種	濃度限度 Bq/cm <sup>3</sup>	3カ月間放出量 MBq (注2)	年間放出量 MBq (注2)	備考
全α放射能	$1 \times 10^{-3}$ (注3)	—	—	
全β放射能	$3 \times 10^{-2}$ (注3) 管理濃度 (注4) [ $3.7 \times 10^{-3}$ ]	—	—	
ウラン (注5, 7)	$1 \times 10^{-2}$	$8.9 \times 10$	$2.7 \times 10^2$	放出量は $^{234}\text{U}$ , $^{235}\text{U}$ , $^{238}\text{U}$ の合計とする。
プルトニウム (注5, 6, 7)	$1 \times 10^{-3}$	$8.9 \times 10$	$2.7 \times 10^2$	放出量は $^{238}\text{Pu}$ , $^{239}\text{Pu}$ , $^{240}\text{Pu}$ の合計とする。

(注1) 全α放射能及び全β放射能に含まれない核種(プルトニウムの同位体を除く)について、濃度管理を行う場合、その基準として法令値を用いる。なお、全α放射能及び全β放射能の濃度限度は使用施設放射線管理基準による。

(注2) 原子力安全協定の「管理の目標値」による。

(注3) 排水のつど測定を行い、濃度限度を超えないよう管理する。

$$\frac{(\text{全}\alpha\text{測定値})}{1 \times 10^{-3}} + \frac{(\text{全}\beta\text{測定値})}{3 \times 10^{-2}} \leq 1$$

(注4) 原子力安全協定における「管理の目標値」を担保するため、全β放射能の排水中濃度は、1週間平均濃度で  $3.7 \times 10^{-3}$  Bq/cm<sup>3</sup> を超えないよう管理する。

なお、原子力安全協定の「管理の目標値」を別表-1に示す。

(注5) ウラン及びプルトニウムは、月合成試料から月平均濃度、3カ月間放出量、年間放出量を求め、放出量が基準値を超えないよう管理する。なお、ウラン及びプルトニウムの排水中濃度は、全α放射能及び全β放射能に含まれるため、核種の濃度によるバッチ毎放出管理は実施しない。

(注6)  $^{241}\text{Pu}$ については、全α放射能及び全β放射能測定法により管理ができないため、月合成試料から別途に分析・測定し、管理する。この濃度限度は法令により  $2 \times 10^{-1}$  Bq/cm<sup>3</sup> とする。

(注7) ウラン及びプルトニウムの濃度限度は原子力安全協定の「管理の目標値」を用いる

付録表9 陸上環境監視計画

項目	保安規定に基づく測定			県監視計画に基づく報告			
	採取地点	頻度	対象核種	採取地点	頻度	対象核種	
空間放射線量率	監視区域内 監視区域外	9点 3点	連続	γ線	ST-1,2,-3,-4 ボトム-1~8,ST-5	連続	γ線
空間放射線量率(サーべイ)					舟石川, 須和間, 照沼, 稲田, 宮前	7, 1月	γ線
空間放射線積算線量	監視区域内 監視区域外	15点 25点	1回/3カ月	γ線	敷地境界4地点 その他14地点	4, 7, 10, 1月	γ線
浮遊じん(塵埃)	監視区域内 監視区域外	3点 4点	1回/週	全α, 全β	ST-1, 舟石川,長砂,高野		
			1回/3カ月	Sr-90,Cs-137,Pu-239 (注1)		4, 7, 10, 1月	Mn-54,Co-60,Zr-95, Nb-95,Ru-106,Cs-137,Ce-144,Pu
大気中ヨウ素	監視区域内 監視区域外	1点 3点	1回/週	I-131			
気体状β放射能濃度	監視区域内 監視区域外	1点 3点	連続	Kr-85			
大気水分	監視区域外	2点	1回/月	H-3			
雨水	監視区域内	1点	1回/月	H-3			
降下じん	監視区域内	1点	1回/月	全β			
飲料水	監視区域内 監視区域外	1点 3点	1回/3カ月	全β, H-3	長砂	4, 10月	全β, H-3
葉菜	監視区域外	3点	1回/3カ月	I-131	長砂	2回/年 4, 10月	Sr-90,I-131,Cs-137
			1回/年	Sr-90,Cs-137,Pu-239 (注1)			
精米	監視区域外	3点	1回/年	C-14,Sr-90	長砂	1回/年 10月	C-14,Sr-90,Cs-137
牛乳	監視区域外	2点	1回/3カ月	I-131	長砂	4, 7, 10, 1月	I-131
			1回/年	Sr-90		4, 10月	Sr-90,Cs-137
表土	監視区域内 監視区域外	2点 3点	1回/年	Sr-90,Cs-137,Pu-239 (注1)	長砂	5, 11月	Mn-54,Co-60,Ru-106,Cs-137,Ce-144
河川水	新川 久慈川上流	3点 1点	1回/6カ月	全β, H-3	新川河口	4, 10月	全β, H-3
湖沼水					阿漕ヶ浦	4, 10月	全β, H-3
河底土	新川 久慈川上流	3点 1点	1回/6カ月	全β	新川河口	4, 10月	Mn-54,Co-60,Ru-106,Cs-137,Ce-144

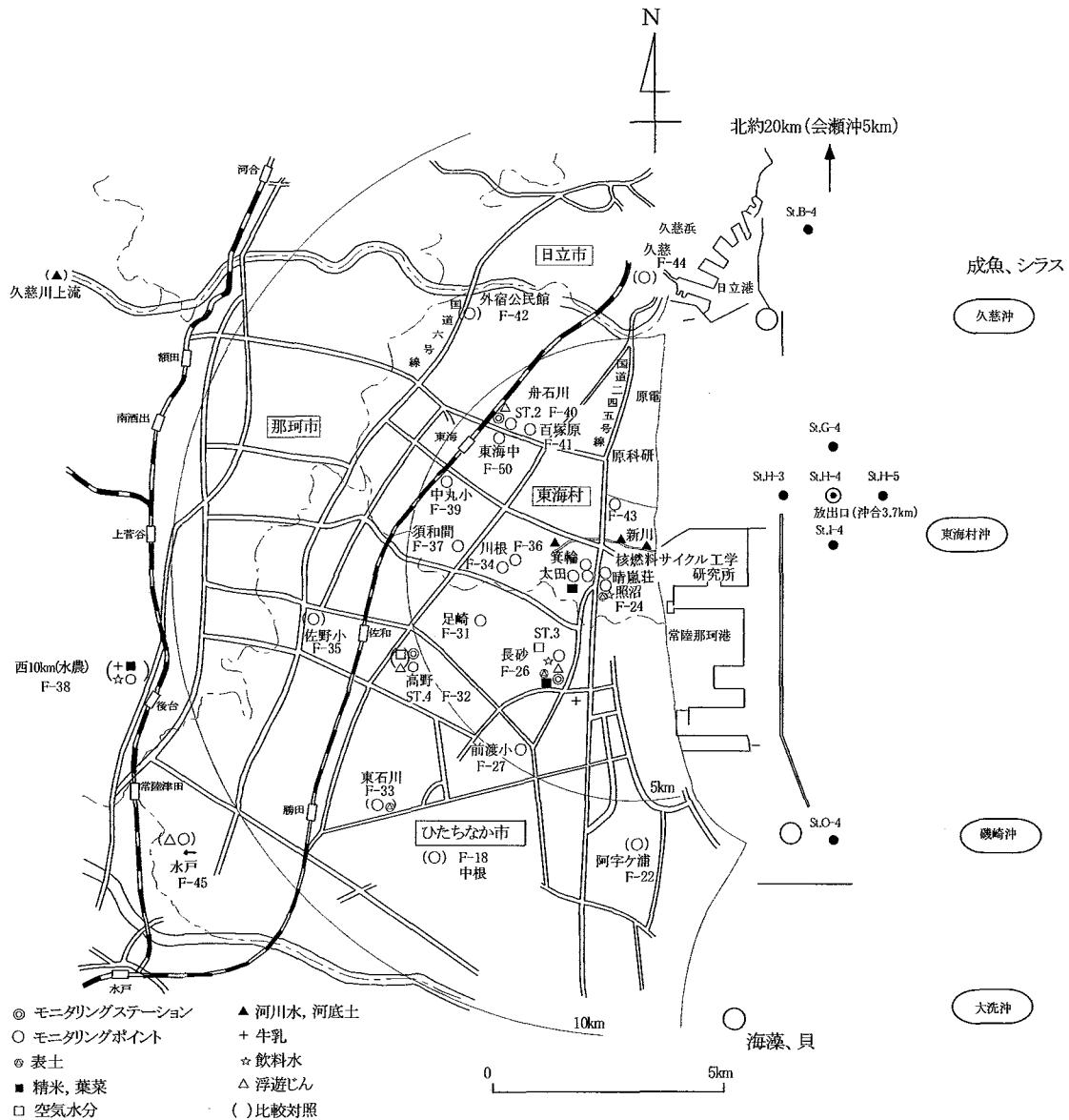
(注1) Pu-239: Pu-239,240を示す。

付録表 10 海洋環境監視計画

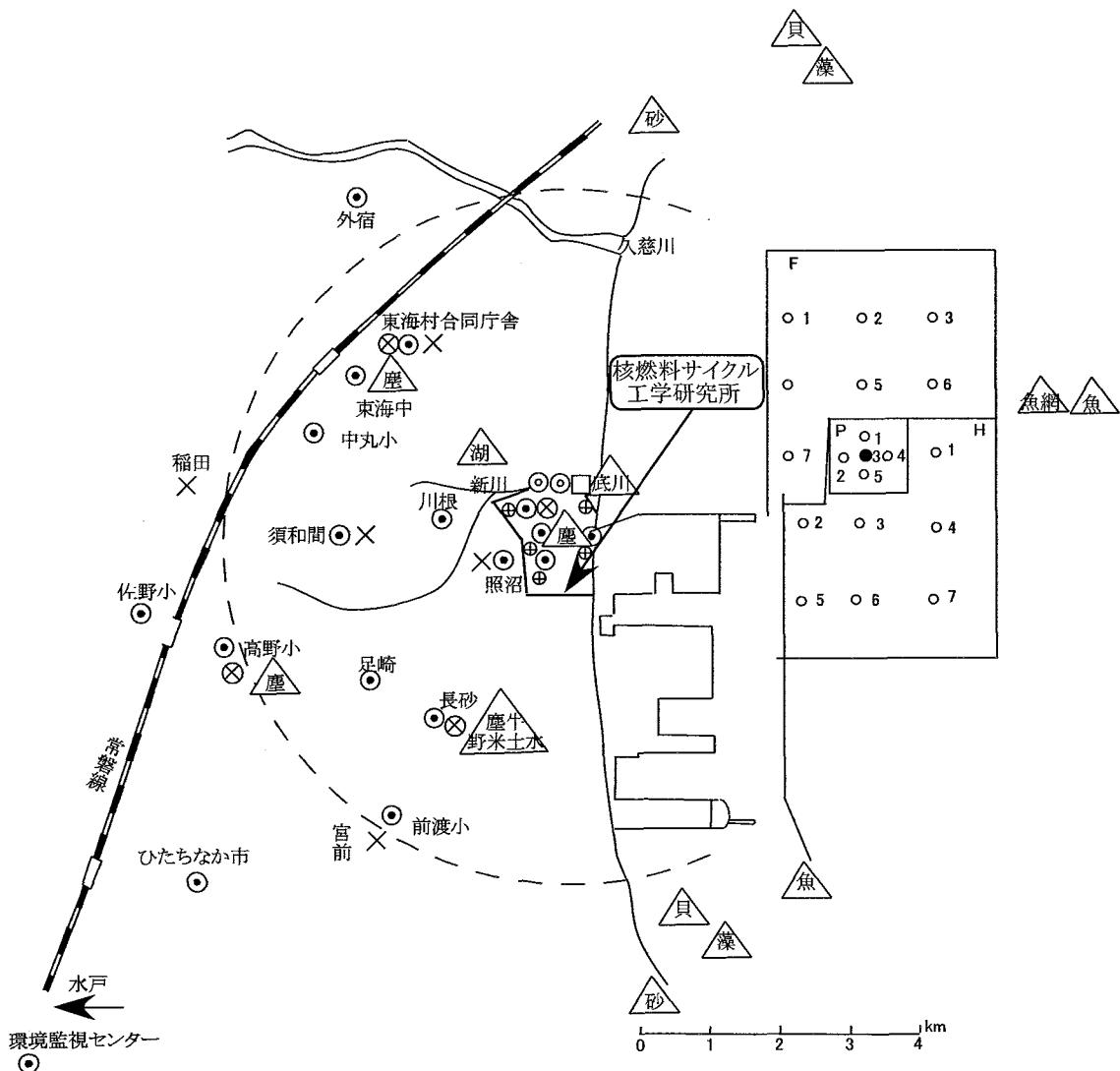
項目	保安規定に基づく測定			県監視計画に基づく報告			
	採取地点	頻度	対象核種	採取地点	頻度	対象核種	
海水	放出口付近 5点	1回/3カ月	全β,H-3	Fサイクル工研東海沖 (7)	4, 7, 10, 1月	H-3	
		1回/年 7月	核種分析(注1)				
	久慈沖及び磯崎沖 2点	1回/6カ月 7, 1月	全β,H-3	H長砂沖(7)	4, 10月	Mn-54,Co-60,Sr-90, Zr-95,Nb-95,Ru-10 6,Cs-137,Ce-144	
	北約20km点 1点	1回/年 7月	全β,H-3,核種分析 (注1)	P放出口周辺(5)		全β,H-3 (30点) Cs-137 (7点)	
海底土	放出口付近 久慈沖及び磯崎沖 北約20km点	5点	1回/6カ月 4, 10月	核種分析(注1)	Fサイクル工研東海沖 (7) H長砂沖(7) P放出口周辺(5)	7, 1月	Mn-54,Co-60,Sr-90, Zr-95,Nb-95,Ru-10 6,Cs-137,Ce-144,P u
		2点					
		1点					
海岸水	久慈浜 阿字ヶ浦 南約20km 北約20km	1点	1回/6カ月	全β,H-3			
		1点	4, 10月				
海岸砂	久慈浜 阿字ヶ浦 南約20km 北約20km	1点	1回/年 10月	核種分析(注1)	久慈浜 阿字ヶ浦	7, 1月	Mn-54,Co-60,Ru-1 06,Cs-137,Ce-144
		1点	1回/3カ月				
		1点	4, 7, 10, 1月				
		1点	1回/3カ月				
		1点	1回/3カ月				
シラス	東海村地先 約10km以遠	1点 1点	1回/3カ月	核種分析(注1)	東海沖 磯崎沖	2回/年	Mn-54,Co-60,Sr-90, Zr-95,Nb-95,Ru-10 6,Cs-137,Ce-144,P u
カレイまたはヒラメ	東海村地先 約10km以遠	1点 1点	1回/3カ月 4, 7, 10, 1月	核種分析(注1)	東海沖 磯崎沖	2回/年	Mn-54,Co-60,Sr-90, Zr-95,Nb-95,Ru-10 6,Cs-137,Ce-144,P u
貝類 (県2種類)	久慈浜地先 約10km以遠	1点 1点	1回/3カ月 4, 7, 10, 1月	核種分析(注1)	久慈浜(東海) 磯崎	2回/年 (計4試料)	Mn-54,Co-60,Sr-90, Zr-95,Nb-95,Ru-10 6,Cs-137,Ce-144,P u
ワカメ, ヒジキまたはアラメ (県2種類)	久慈浜地先 磯崎地先 約10km以遠	1点 1点 1点	1回/3カ月 4, 7, 10, 1月	核種分析(注1)	久慈浜 磯崎	2回/年 (計4試料)	Mn-54,Co-60,Sr-90, Zr-95,Nb-95,Ru-10 6,Cs-137,Ce-144,P u
漁網	東海沖「せいかい」曳航	1回/3カ月	表面線量	東海沖	4, 10月	表面吸収線量率β, γ	
船体	「せいかい」甲板	1回/3カ月	表面線量				

(注1) 核種分析: Sr-90, Ru-106, Cs-134, Cs-137, Ce-144, Pu-239

Pu-239: Pu-239, 240を示す。



付録図1 再処理施設保安規定に基づく環境試料等の採取場所及び測定地点



付録図2 茨城県環境放射線監視計画図(核燃料サイクル工学研究所実施分)

凡例						
ステーション	ポスト	TLD	空間線量率測定地点 (サーべイ)	排水	海水・海底土 採取地点	再処理排水放出口
⊗	⊕	◎	×	◎□	○	●
塵: 嘉佐、牛: 牛乳、野: 野菜、米: 精米、土: 土壤、底: 河底土、砂: 海岸砂	川: 河川水、湖: 湖沼水、水: 水道水	魚: 魚類、貝: 貝類、藻: 海藻類、漁網: 漁網				

## 付録 2 外部発表、特許出願、受賞状況

## リスト 1 平成 17 年度に作成した技術資料

## 1.1 報告書等(サイクル機構技報含む) [1/2]

氏名	題名	レポート No. 等
秋山 聖光 小嵐 淳 横田 友和*1 井坂 圭輔*1 小沢 友康*1 三上 智 小林 博英	排気中トリチウムモニタリング手法の検証(再評価)と高度化への提言 *1 検査開発(株)	JNC 技術資料 JNC TN8410 2005-004
藤田 博喜 武石 稔 中野 政尚 竹安 正則 磯崎 久明 森澤 正人	東海再処理施設周辺の環境放射線モニタリング結果 -2004 年度-(業務報告)	JNC 技術資料 JNC TN8440 2005-004
秋山 聖光 小嵐 淳 井坂 圭輔*1 横田 友和*1 小沢 友康*1 三上 智 小林 博英	排気中 14C モニタリング手法の検証(再評価)と高度化への提言 *1 検査開発(株)	JNC 技術資料 JNC TN8410 2005-005
高崎 浩司 百瀬 研磨 栗原 治	内部被ばく線量測定事例に基づく線量解析調査	JNC 技術資料 JNC ER8420 2005-001
水谷 朋子 武石 稔 宮河 直人 渡辺 均 植頭 康裕 水谷 朋子 檜山 桂典*1 藤井 純*1	平成 16 年度東海事業所放出管理業務報告書(排水) *1 瑞豊産業(株) *2 常陽産業(株)	JNC 技術資料 JNC TN8440 2005-008
眞田 幸尚 野原 尚史 安達 康敬*1 根本 和彦*2 川井 啓一*2 橋本 哲夫*3	パルス時間間隔を利用したバックグラウンド補償型 $\alpha$ 線測定法の開発 *1 検査開発(株) *2 日本放射線エンジニアリング(株) *3 客員研究員	JNC 技術資料
岡田 和彦	平成 16 年度 放射線安全部年報	JNC 技術資料 JNC TN8440 2005-010
高崎 浩司	内部被ばく線量測定に基づく線量解析調査	JNC 技術資料 JNC ZR8420 2005-001

## 1.1 報告書等(サイクル機構技報含む) [2/2]

氏名	題名	レポートNo.等
中野 政尚 磯崎 久明 磯崎 徳重 阿尾 英俊*1 根本 正史*1	東海沖における表層流動と風場との関係*1 *1 常陽産業	JNC 技術資料 JNC TN8400 2005-030
辻村 憲雄 吉田 忠義 高田 千恵	中性子線量当量(率)測定器の性能実証試験フィールドの開発	JNC TW8418 2005-001 サイクル機構技報 No.27
水谷 朋子 宮河 直人 武石 稔	東海再処理施設における液体廃棄物の放出モニタリングについて	JNC TW8418 2005-004
辻村 憲雄 吉田 忠義 石井 雅人*1	中性子・ $\gamma$ 線用臨界検出器の開発 *1 東芝	JNC 技術資料 JNC TW8418 2005-005 サイクル機構技報 No.28
眞田 幸尚 野原 尚史 安達 康敬*1 根本 和彦*2 川井 啓一*2 小林 博英 橋本 哲夫 *3	パルス時間間隔を利用したバックグラウンド補償型 $\alpha$ 線測定装置の開発 Development of new $\alpha$ -ray measurement methods with radon suppression focused on time interval *1 日本原燃㈱ *2 日本放射線エンジニアリング㈱ *3 客員研究員	JAEA-Technology 2005-009
中野 政尚 小沼 利光*1 竹安 正則 武石 稔	大気拡散計算に関連する気象観測データの解析(1995年度～2004年度) Analysis of Meteorological Observation Date for the Atmospheric Diffusion Calculation(FY1995-2004) *1 (株)NESI	JAEA-Technology 2005-008

## 1.2 論文投稿・掲載[1/2]

氏名	標題	誌名等
中野 政尚 磯崎 徳重 武石 稔	核燃料サイクル開発機構東海事業所における環境放射線モニタリング	光電技報
三上 智	Performance test in terms of energy and angle dependence with ISO photon radiation on an ambient and directional dose equivalent rate meter	RADIOISOTOPES, 54(11),545-553(2005)
辻村 憲雄 三上 智 吉田 忠義 高田 千恵	エボナイトを用いた臨界事故時における中性子被ばく線量の評価	保健物理, 40(3),267-276(2005)
辻村 憲雄 吉田 忠義 高田 千恵	MOX 燃料施設を模擬した減速中性子校正場の開発	保健物理, 40(3),354-359(2005)
武石 稔	東海再処理施設における環境放射線モニタリング	原子力 eye
中野 政尚 竹安 正則 武石 稔	海産生物における超ウラン核種の濃縮係数について	RADIOISOTOPES, 55(4),197-203(2006)
辻村 憲雄 吉田 忠義	$^{252}\text{Cf}$ 中性子校正場における線源周辺構造による中性子フルエンス分布の非等方性	RADIOISOTOPES, 55(2),61-70(2006)
竹安 正則 飯田 孝夫*1 辻本 忠*2 山崎 敬三*3 小川 喜弘	Concentrations and their ratio of $^{232}\text{Rn}$ decay products in rainwater measure by gamma-ray spectrometry using a low-background Ge detector *1 名古屋大学 *2 電子科学研究所 *3 京都大学 *4 近畿大学	Journal of Environmental Radioactivity
藤田 博喜 橋本 哲夫*1	Influence of radioluminescence on optically stimulated luminescence from natural quartz grains 天然石英からの光励起ルミネッセンスに対するラジオルミネッセンスの影響 *1 客員研究員	RADIOISOTOPES 55(3),117-123(2006)
中野 政尚	第 53 回原子放射線の影響に関する国連科学委員会(UNSCEAR)会合に出席して— UNSGEAR の印象記— Attendance at the 53rd meeting for United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR) -Impression on UNSCEAR-	放射線科学
栗原 治	原子力分野におけるファントム利用の現状と標準化に向けての課題 Current status of phantom use in atomic energy field and problem for standardization	FBNews

## 1.2 論文投稿・掲載[2/2]

氏名	標題	誌名等
藤田 博喜 橋本 哲夫*1	A usability of VTL from natural quartz grains for retrospective dosimetry 天然石英からの VTL 現象の線量評価への応用 *1 客員研究員	Radiation Protection Dosimetry
ラマン ノーリン *1 飯田 孝夫*1 西藤 文博 小嵐 淳 山澤 弘実*1 森泉 純*1	Sizing characteristic of a low pressure cascade impactor for the natural radioactive aerosol-evaluating by imaging Plate technique 天然放射性エアロゾルに対する低圧カスケードインパクタの分級特性—イメージングプレート法による評価 *1 名古屋大学	Radiation Protection Dosimetry
小嵐 淳 西藤 文博 秋山 聖光 ラマン ノーリン *1 飯田 孝夫*1	A new digital autoradiographical method for identification of Pu particles using an imaging Plate イメージングプレートを用いたプルトニウム弁別測定の新しいデジタルオートラジオグラフィー *1 名古屋大学	Applied Radiation and Isotopes
小嵐 淳 三上 智 秋山 聖光 小林 博英 武石 稔	A simple and reliable monitoring system for $^3\text{H}$ and $^{14}\text{C}$ in radioactive airborne effluent 放射性気体廃棄物中の $^3\text{H}$ 及び $^{14}\text{C}$ に対する簡易で信頼性の高いモニタリングシステムの設計	Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry

## リスト2 平成17年度の口頭発表実績

## 2.1 国際会議発表[1/1]

氏名	標題	学会名等
小嵐 淳	Heterogeneous nature of soil organic matter as indicated by radiocarbon signatures	4th AsiaFlux Work Shop
武石 稔 桧山 佳典*1 水谷 朋子 渡辺 均 圓尾 好宏	Investigation of Analytical Method for Technetium-99 in Liquid Effluent Discharged from Tokai Reprocessing Plant *1 瑞豊産業㈱	International Symposium on Technetium Science and Utilization - 1st 2005 Oarai
辻村 憲雄 高田 千恵 吉田 忠義 高田 千恵 百瀬 琢磨	Operational Comparison of TLD Albedo Dosemeters and Etched-track Detectors in the PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub> Mixed Oxide Fuel fabrication facilities	European workshop on individual monitoring of ionising radiation (IM2005)

## 2.2 日本保健物理学会

氏名	標題	学会名等
吉田 忠義 辻村 憲雄 高田 千恵	MOX 燃料施設を模擬した中性子校正場の開発	日本保健物理学会第 39 回研究発表会
辻村 憲雄 吉田 忠義 布宮 智也*1 青山 敬*1	中性子個人線量当量測定器の開発 *1 富士電機システムズ(株)	日本保健物理学会第 39 回研究発表会
眞田 幸尚 根本 和彦*1 川井 啓一*1 橋本 哲夫*2	時間間隔解析法を用いたバックグラウンド補償型ダストモニタの開発 *1 日本放射線エンジニアリング(株) *2 客員研究員	日本保健物理学会第 39 回研究発表会
藤田 博喜 橋本 哲夫*1	天然石英におけるラジオルミネッセンスの線量測定に及ぼす影響についての研究 *1 客員研究員	日本保健物理学会第 39 回研究発表会
辻村 憲雄 吉田 忠義 山野 俊也 松原 昌平	軽量形中性子線量当量率サーベイメータの開発(II) *1 アロガ(株)	日本保健物理学会第 39 回研究発表会
高田 千恵 辻村 憲雄 高崎 浩司 高安 哲也*1 三戸 美生*2	$\gamma$ ・X線用 TLD 線量計, UD-200 シリーズ対応自動線量評価システムの開発 *1 常陽産業(株) *2 パナソニックコミュニケーションズ(株)	日本保健物理学会第 39 回研究発表会
高田 千恵 辻村 憲雄 吉田 忠義	MOX 燃料施設を模擬した校正場における中性子線量計の特性評価	日本保健物理学会第 39 回研究発表会
廣田 昌大 栗原 治 高崎 浩司 百瀬 琢磨 佐瀬 卓*1 西澤 邦秀*2	イメージングプレートを用いる肺モニタリング法の開発 *1 徳島大学 *2 名古屋大学	日本保健物理学会第 39 回研究発表会
竹安 正則 武石 稔 中野 政尚	核燃料サイクル開発機構東海事業所における緊急時環境線量評価システムの高度化	日本保健物理学会第 39 回研究発表会
三上 智 高田 千恵 吉田 忠義 辻村 憲雄	エボナイトを利用した臨界事故時の中性子線量評価	日本保健物理学会第 39 回研究発表会

## 2.3 日本原子力学会

氏名	標題	学会名等
辻村 憲雄 吉田 忠義 石井 雅人*1	中性子- $\gamma$ 線同時測定式臨界検出器の開発 *1 倭東芝	日本原子力学会「2005 年秋の大会」
栗原 治 高崎 浩司 百瀬 琢磨	内部被ばく線量評価に係る国際相互比較試験	日本原子力学会「2005 年秋の大会」
井崎 賢二 大関 清 古田 定昭 鈴木 秀樹*1	臨界警報装置に与える宇宙線の影響に関する調査 *1 日本放射線エンジニアリング(株)	日本原子力学会「2006 年春の年会」
吉田 忠義 辻村 憲雄	MOX 燃料施設を模擬した中性子校正場の開発と特性評価(4) 中性子スペクトル及び基準線量率の精度向上	日本原子力学会「2006 年春の年会」

## 2.4 その他[1/2]

氏名	標題	学会名等
辻村 憲雄 吉田 忠義 高田 千恵	中性子線量計のスペクトル依存補正係数の決定方法	第 42 回アイトープ・放射線研究発表会
吉田 忠義 辻村 憲雄 吉次 雄一	中性子校正場における散乱線の発生源	第 42 回アイトープ・放射線研究発表会
三上 智	個人線量当量基準電離箱等の特性試験結果について	第 29 回放射線比較校正研究会
小林 博英	東海再処理施設の放射線管理	原動研・保健安全グループの定例研究会
中野 政尚 竹安 正則 藤田 博喜 武石 稔	海産生物における Pu 及び Am の濃度係数	第 47 回環境放射能調査研究成果発表会
小嵐 淳 西藤 文博 秋山 聖光 飯田 孝夫*1 ラマン ノーリン *1	イメージングプレートを用いた $\alpha$ 線検出法とその応用 Detection of alpha-emitting radionuclides using an imaging plate and its applications *1 名古屋大学	第 7 回環境放射能研究会
水谷 朋子 檜山 桂典*1 藤井 純*2 武石 稔	核燃料サイクル施設を対象とした排気ダクトモニタリング用捕集材中アルファ核種の放射化学分析 *1 瑞豊産業(株) *2 常陽産業(株)	日本放射線安全管理学会 第 4 回学術大会
三上 智 宮内 享 小嵐 淳 秋山 聖光 小沢 友康*1 横田 友和*1 井坂 圭輔 *1	東海再処理施設における処理運転時の排気中放射性ヨウ素の連続監視 Airborne Radioiodine Monitoring Technique without interference of Krypton-85 in Nuclear Fuel reprocessing Operation *1 検査開発㈱	日本放射線安全管理学会 第 4 回学術大会

## 2.4 その他[2/2]

氏名	標題	学会名等
廣田 昌大 高田 千恵 高崎 浩司 百瀬 琢磨 出路 静彦*1 伊藤 茂樹*1 佐瀬 卓也*2 西澤 邦秀*1	肺内 Pu-239 分布のイメージング Imaging of Pu-239 distribution in the lung *1 名古屋大学 *2 徳島大学	日本放射線安全管理学会 第4回学術大会
宮内 享 小嵐 淳 三上 智 小沢 友康*1 横田 友和*1 井坂 圭輔*1 秋山 聖光	大流量・長期間サンプリングに対するヨウ素捕集性能の時間変化 Temporal variation in performance of iodine-129 collecting media for a long-term and large-volume sampling *1 検査開発㈱	日本放射線安全管理学会 第4回学術大会
宮部 賢次郎	核燃料サイクルからの放射線防護医療への期待 Expectation for medical management of radiation accident in viewpoint of nuclear fuel cycle	放射線防護医療研究会

## リスト3 特許出願状況

氏名	標題	出願番号・出願日
辻村 憲雄 布宮 智也*1	中性子個人線量当量測定器 *1 富士電機システムズ株	特願 2005-183862 H17.6.23
辻村 憲雄 石井 雅人*1	中性子・ $\gamma$ 線非弁別式臨界検出装置 *1 株東芝	特願 2005-233100 H17.8.11

## リスト4 受賞状況

氏名	標題	表彰名・受賞年月
竹安 正則	[保健物理 39(4),(2004)] Development of a Real-Time Environmental Radiation Dose Evaluation System For the Vicinity of a Nuclear Facility  [日本保健物理学会第 39 回研究発表会] 核燃料サイクル開発機構東海事業所における 緊急時環境線量評価システムの高度化	日本保健物理学会 奨励賞 H17.7
三上 智 高田 千恵 吉田 忠義 辻村 憲雄	エボナイトを利用した臨界事故時の中性子線量 評価	日本保健物理学会 第39回研究発表会 優秀ポスター賞 H17.6
辻村 憲雄 吉田 忠義	中性子個人線量計の実用的校正方法の開発	核燃料サイクル開発機構 理事長表彰:開発功績賞 H17.9
中野 政尚	地球規模における海洋拡散影響費用化モデルの 開発	核燃料サイクル開発機構 理事長表彰:開発功績賞 H17.9

### 付録 3 用語集

#### ICRP 1990 年勧告 ICRP 1990 ねんかんこく

国際放射線防護委員会（ICRP）が 1990 年に刊行した勧告。これを受け、原子炉等規制法や放射線障害防止法などの関係法令が改正され、平成 13 年 4 月 1 日より施行された。

#### エアスニファ

エアスニファは、空気中の放射性物質濃度を測定するために作業環境に設置したろ紙吸引式の集塵装置であり、空気吸引用のポンプ、ろ紙を付けた集塵口、流量計、配管等から構成されている。作業環境の空気を一定期間（通常は一週間）吸引したろ紙を回収した後、放射能測定装置等により測定されたろ紙上の放射性物質の量と吸引期間中の流量から空気中の放射性物質濃度を求めることができる。

#### 液体シンチレーション計測器 えきたいしんちれーしょんけいそくき

放射線を受けると光を発する化学物質を有機溶媒に溶かした溶液（液体シンチレータ）と放射性物質を含む試料を混合し、発生する光を光電子増倍管で電気的に計測することにより、試料中の放射能を測定する計測器をいう。

トリチウムや炭素-14 のように低エネルギーのベータ線しか放出しない核種等の測定等に用いられる。

#### 外部被ばく がいぶひばく

体外から放射線を受ける被ばく。外部被ばくを管理する為に、放射性物質を取り扱う区域（管理区域）に立ち入る場合は個人線量計を着用する。個人線量計には、熱蛍光線量計(TLD)、蛍光ガラス線量計、電子式線量計等の種類がある。核燃料サイクル工学研究所では個人線量計に熱蛍光線量計(TLD)を使用している。

#### 環境モニタリング かんきょうもにたりんぐ

環境における空間放射線の測定、大気浮遊じん、雨水、土壤、農産物、畜産物、海水、海底土、海産物などの放射性物質濃度を測定し、環境中における放射線及び放射能の分布や変動、蓄積状況を把握することにより、原子力施設等に起因する周辺住民等の線量を推定・評価することをいう。

#### 管理区域内の区域区分 かんりくいきないのくいきくぶん

東海再処理施設では、段階的な放射線管理を行うため、管理区域内を放射線レベルによりグリーン区域、アンバー区域及びレッド区域等に区分している。

## 気象指針 きしょうししん

「気象指針」とは、原子力安全委員会が決定した「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」をいう。原子炉施設等の安全解析に用いる大気中の放射性物質の拡散状態を推定するために必要な気象観測方法、観測値の統計処理方法及び大気拡散の解析方法について定めたものである。

## 記録レベル きろくレベル

個人モニタリング結果を記録として保管することに合理的な意味を持つレベルとして、ICRPにより述べられている。記録レベルに達しない被ばく線量データは、被ばく管理上合理的な意味が少なく、記録レベル以下として記録し、線量の算定にはゼロとして扱ってよいとされている。

## 空間放射線量率 くうかんほうしやせんりょうりつ

放射線がある時間内に空气中を通過する際に空気に付与された放射線のエネルギー量を言う。 $\gamma$ 線に対して用いられる場合は、空間 $\gamma$ 線量率、空気カーマ率と呼ばれ、単位としてグレイ (Gy) が用いられる。環境中の空間 $\gamma$ 線量率には百万分の1を表すマイクログレイ/毎時 ( $\mu\text{Gy}/\text{h}$ ) や10億分の1であるナノグレイ/毎時 ( $\text{nGy}/\text{h}$ ) が用いられる。空間放射線量率はサーベイメータ、連続モニタ (モニタリングポストなど)、可搬式モニタリングポスト等により測定される。

## 原因調査レベル げんいんちょうされべる

放射線業務従事者の線量管理のために線量限度よりも低く設定され、放射線管理上の措置の開始の判断に用いる管理のレベル。これを超えた場合には、その原因の究明や調査を開始する。

## 原子炉等規制法 げんしろとうきせいほう

正式名称は「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」といい、核物質の取扱い全般の規制に係る法律である。「炉規法」または「炉規制法」とも略称される。製錬、加工、原子炉の設置・運転等、貯蔵、再処理、廃棄といった事業別の規定が中心をしており、さらに核燃料物質ならびに国際規制物資の使用に関する規制等も記されている。

## 国際放射線防護委員会 こくさいほうしやせんぼうごいいんかい

国際放射線防護委員会(ICRP : International Commission on Radiological Protection)は、専門家の立場から放射線防護に関する勧告を行う国際組織であり、主委員会と4つの専門委員会(放射線影響、誘導限度、医療放射線防護、委員会勧告の適用)からなる。放射線防護に関する線量限度(1990年)などの勧告を行ってきてている。

### 個人線量当量 こじんせんりょうとうりょう

実効線量は直接測定することは不可能であることから、個人モニタリングに用いる量として定められたもの。熱蛍光線量計（TLD）などの個人線量計で測定される。

### サーベイメータ さーべいめーた

線量率の測定や表面汚染の測定に用いられる小型で可搬型の放射線（能）測定器である。

主なサーベイメータは、以下の通り。

線量率測定用：電離箱式サーベイメータ、中性子サーベイメータ

表面密度測定用：GM 管式サーベイメータ、シンチレーション式サーベイメータ

### 再処理 さいしょり

原子力発電所での使用済み燃料から、廃棄物と再び燃料として使用することのできるウランとプルトニウムを分離する作業のことをいう。一度使用した燃料をリサイクルするための作業。

### 実効線量 じっこうせんりょう

ICRP の 1990 年勧告での用語であり、1977 年勧告では実効線量当量に相当する。身体の放射線被ばくが均一又は不均一に生じたときに、被ばくした臓器・組織で吸収された等価線量を相対的な放射線感受性の相対値（組織荷重係数）で荷重してすべてを加算したものである。単位はシーベルト(Sv)で表される。我が国の法令には、平成 13 年度に取り入れられ、それまでの実効線量当量から実効線量に変更されている。

### 質量分析法 しつりょうぶんせきほう

イオン化した原子を電場中で加速させると質量数の大きさに応じてその飛跡が曲がる。このことを利用して同位体を分離し分析する方法をいう。

$\alpha$  線のエネルギーが接近していて分離できない同位体や半減期が長く比放射能が小さい放射性核種は、質量分析法により同位体を分離して分析することができる。

原子のイオン化の方法などで ICP-MS（誘導結合プラズマ質量分析器）、MIP-MS（マイクロ波導入プラズマ質量分析器）等がある。

### 集団線量 しゅうだんせんりょう

集団を対象にした線量評価のために、評価対象とする集団における一人当たりの個人被ばく線量をすべて足し合わせたもの。人・シーベルト(Sv)の単位で表す。

### 周辺線量当量 しゅうへんせんりょうとうりょう

被ばく管理上重要な線量限度は実効線量および等価線量で定められているが、実効線量を直接測定することは不可能である。そこで、サーベイメータや個人線量計により実際に測定

でき、かつ、実効線量を下回ることなく常に安全側に評価できる量として、周辺線量当量や個人線量当量が定められている。周辺線量当量は、作業環境モニタリングに用いる量で、サーベイメータ、放射線モニタで測定される。

### 人工放射性核種 じんこうほうしやせいかくしゅ

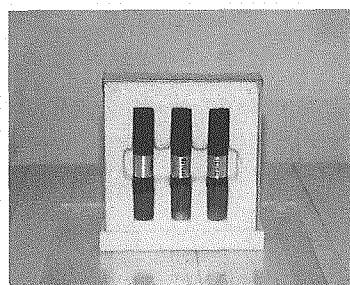
核実験や原子炉、加速器などで人工的に生成される放射性核種のことで、コバルト-60、ストロンチウム-90、セシウム-137、プルトニウム-239などがある。

### スミヤ法 すみやはう

床、壁、機器等の表面に放射性物質が付着した状態を表面汚染があると言う。表面汚染には、表面からはく離しがたい固着性の表面汚染と、容易に表面からはく離する遊離性の表面汚染がある。スミヤ法は、汚染物の表面をろ紙（直径 25mm 位の厚手のろ紙）等でふき取り、ろ紙に付着した放射性物質の量を測定して、遊離性の表面汚染を調べる方法である。

### 積算線量 せきさんせんりょう

積算線量計とは、一定期間の放射線量を積算して測定することができる測定器のことをいう。環境モニタリングでは、 $\gamma$  線用として熱蛍光線量計（thermoluminescence dosimeter : TLD）が一般的に用いられる（右図参照）。放射線を受けた TLD は、熱を加えると受けた放射線量に比例した量の蛍光を放出する性質がある。この現象を利用して設置から回収までの積算線量を測ることができる。



### セシウム-137 せしうむー137

原子番号 55 番セシウムの放射性同位元素。半減期は、30.2 年で  $\beta$  崩壊してバリウム-137m ( $^{137m}\text{Ba}$ ) となり、 $\gamma$  線 (0.662MeV) を放射して安定な  $^{137}\text{Ba}$  になる。ウランやプルトニウム等の核分裂により生成することから、使用済み燃料に多く含まれる。また、過去の大気圏内核実験によるフォールアウトにも含まれており、環境モニタリングの対象として重要な核種である。

### 全身カウンタ ぜんしんかうんた

体外計測機器の一つで、ホールボディカウンタとも呼ばれる。体内に残留する放射性物質からの放射線を体の外から放射線測定装置を用いて直接計測する。 $\alpha$  線あるいは $\beta$  線のみを放出する核種に対しては適用できない。ベッド型、チェア型、立ったまま測定するタイプなどがある。



**線量限度 せんりょうげんど**

放射線による線量の制限値として設定された線量の限度で、線量限度には、実効線量と等価線量がある。現行法令は、ICRP勧告（1990年）を取り入れて、線量限度等を定めている。

**大気安定度 たいきあんていど**

大気中に放出された放射性物質の拡散による風下濃度は、風向、風速と大気安定度に依存する。大気安定度とは、排気筒から放出された気体状物質の希釈、拡散の程度を表すパラメータである。原子力施設から大気へ放出される放射性物質の拡散評価において大気安定度は、原子力安全委員会が定めた「気象指針」に基づき、日射量、放射収支量、10m高風速の観測結果から導かれる。不安定（拡散幅が大きい）から安定（拡散幅が小さい）に向かってAからFまでの各段階に区分されている。

**ダイレクトサーベイ法 だいれくとさーべいほう**

ダイレクトサーベイ法は、床、壁、機器等の表面に付着した放射性物質の量をサーベイメータで直接測定することにより、固着性及び遊離性の表面汚染を調べる方法である。

**炭素-14 たんそー14**

原子番号12番炭素の放射性同位元素。 $\beta$ 線の最大エネルギーは、156keVである。半減期は、5730年で $\beta$ 崩壊して窒素-14( $^{14}\text{N}$ )となる。上層大気中の $^{14}\text{N}$ と宇宙線の核反応によっても生成する元素である。トリチウムと同様に、そのエネルギーが低いため測定には液体シンチレーション測定器が用いられる。

**中性子スペクトル ちゅうせいしそくとる**

中性子線のエネルギーの分布をいう。

**中性子フルエンス ちゅうせいしふるえんす**

フルエンスとは放射線の量を表す単位で、ある場所を通過する単位面積当たりの放射線粒子数。中性子線に関しては、実効線量への換算係数が中性子線のエネルギーごとにフルエンスで与えられている。

**中性子放射化分析法 ちゅうせいしほうしゃかぶんせきほう**

原子に中性子が照射されると原子核が中性子を捕獲し、他の原子に変わる。生成した原子は一般的に不安定で $\beta$ 線、 $\gamma$ 線等の放射線を放出しながらさらに他の原子に壊変する。そこで生成した放射性物質の放射能を測定することにより元の物質の量を測定することができる。

この現象を利用し、放射線を出さない物質や比放射能の小さな物質を原子炉内で中性子を照射して極めて微量を測定する分析法を、中性子放射化分析法という。

## TLD 指リング ていー・える・でいーゆびりんぐ

手部の皮膚の被ばくを管理する為に使用される線量計である。サイクル機構東海では TLD 素子を用いたものを使用しており、 $\beta$  線及び $\gamma$  線を測定するタイプと $\gamma$  線のみを測定するタイプがある。指リング線量計は主に、グローブ作業に従事する作業者に対して適用される。

## 定置式モニタ ていちしきもにた

管理区域内の作業環境の放射線（能）を連続的に測定監視するため管理区域内の主要な場所に検出器を設置し、その検出器の信号を放射線管理室等に設置された測定部において線量率、放射能の値を表示・記録することにより連続監視することのできる測定装置。

主な定置式モニタは、以下の通り。

線量率測定用：ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ

空気中放射性物質濃度測定用： $\beta$  線ダストモニタ、プルトニウムダストモニタ

## テレメータシステム てれめーたしすてむ

モニタリングステーション、モニタリングポスト等における空間放射線量率や風向風速等の計測データを、離れた場所で集中的に監視するために自動的に集計、記録、整理、解析するためのシステムをいう。計測データの送信装置及び有線や専用電話回線等の伝送系、データを受信、処理する中央制御装置等から構成されている。

## 天然放射性核種 てんねんほうしゃせいかくしゅ

地球創成期から主に地殻中に存在する放射性核種、自然に生成する核種等及びこれらの子孫核種をいう。その大部分はウラン系列、トリウム系列およびカリウム-40 である。それらの存在量は一般に、水成岩中より火成岩中の方が多く、花崗岩が最も多い。この他、自然に生成する核種としては、上層大気中で宇宙線との相互作用で生成するベリリウム-7などがある。

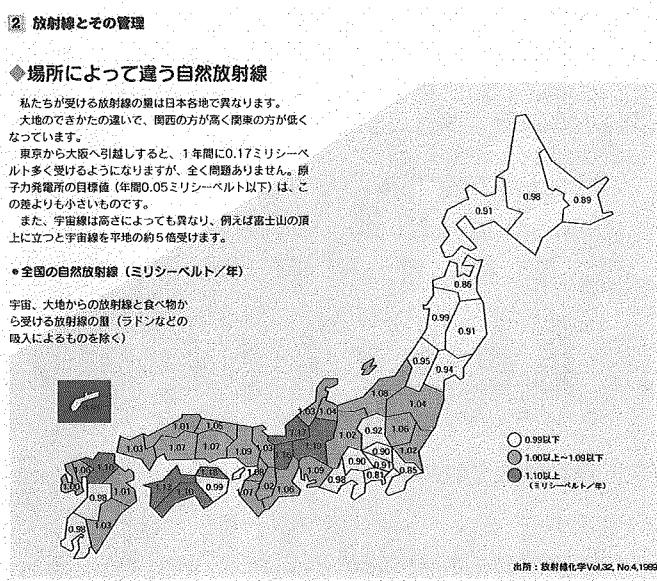


図 日本列島の自然放射線レベル  
(サイクルポケットブックより)

## 等価線量 とうかせんりょう

ICRP の 1990 年勧告での用語であり、1977 年勧告では組織線量当量に相当する。臓器又は組織の吸収線量に、放射線の線質(種類やエネルギー)の違いによる放射線の生体効果の違いを反映させる相対値(放射線荷重係数)を乗じたものである。

## 特殊放射線作業 とくしゅほうしやせんさぎょう

管理区域内で行なわれる作業のうち、保安規定に定める定義（作業場所の線量率、空気中放射性物質濃度、表面密度、被ばく線量、作業実施区域等）に該当する作業を特殊放射線作業として区分している。

## トリチウム とりちうむ

原子番号1番水素の放射性同位元素。 $\beta$ 線の最大エネルギーは、18.6keVである。半減期は12.3年で $\beta$ 崩壊してヘリウム-3 ( $^3\text{He}$ )となる。原子力炉及び再処理施設の液体、気体廃棄物に含まれている。エネルギーが低いため、その定量には、液体シンチレーション測定器が用いられる。

## 内部被ばく ないぶひばく

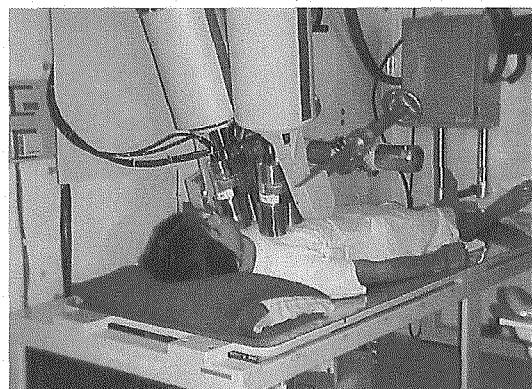
放射性物質を吸入したり、経口摂取したりすること等によって体内に取り込まれた放射性物質が生体の各所に沈着し、体内の組織（甲状腺、肺、骨髄、胃腸等）が放射線を受ける場合の被ばくをいう。内部被ばくの評価には、全身カウンタ、肺モニタ、バイオアッセイ、空気中の放射性物質濃度からの計算などの方法がある。

## バイオアッセイ ぱいおあっせい

体内に取り込まれた放射性物質の量を、人から採取した試料から間接的に評価する方法。採取する試料には糞や尿があり、化学分析によって放射能を定量する。

## 肺モニタ はいもにた

体外計測機器の一つで、 $\alpha$ 線を放出するプルトニウム(Pu)の内部被ばく評価に適用される。吸入摂取により胸部に残留したプルトニウム(Pu)やアメリシウム(Am)からの低エネルギー特性X線及び gamma線を測定する為の装置。検出器には、低エネルギー用のゲルマニウム(Ge)半導体検出器が用いられている。



## 半面マスク はんめんますく

作業者の内部被ばく防止のために使用される呼吸保護具である。

半面マスクは、口と鼻の部分のみをカバーし、面体に取り付けてある粒子フィルタで空気をろ過しながら呼吸するもので、小型軽量であるため取扱いが容易である。

## プルトニウム ぷるとにうむ

原子番号94番。超ウラン元素の一つである。天然には極微量しか存在しない。プルトニウム-239 ( $^{239}\text{Pu}$ )はウラン-238 ( $^{238}\text{U}$ )の中性子捕獲によって生ずる  $^{239}\text{U}$ が、2段階の

$\beta$ 崩壊をして生じる。 $^{239}\text{Pu}$ に中性子が順次捕捉されることにより  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ 等の高次のプルトニウムが生成される。

$^{239}\text{Pu}$  の  $\alpha$  線エネルギーは、5.15 MeV であり、 $^{240}\text{Pu}$  の  $\alpha$  線エネルギーは、5.16 MeV であり、これらは、エネルギーが近いために  $\alpha$  線スペクトロメトリにより分けることはできない。そのため、環境モニタリングでは、一般的に  $^{239+240}\text{Pu}$  として評価している。

## 保安規定 ほあんきてい

原子炉等規制法に基づき、再処理施設、核燃料物質使用施設等において、施設を安全に運転・管理するために、事業所または施設毎に定める規定。保安規定は国の認可が必要である。

# 放射線障害防止法 ほうしやせんじょうがいぼうしほう

正式名称は「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律」といい、「RI法」とも略称される。この法律に基づき、放射性同位元素、放射線発生装置および放射性同位元素により汚染された物に関して、使用、販売、賃貸および廃棄が規制されている。

原子炉等規制法で規制されている核燃料物質および核原料物質は放射性同位元素から除外されている。また、「薬事法」で規定される医薬品も規制対象から除外されている。

## 放射線障害予防規定 ほうしやせんじょうがいよぼうきてい

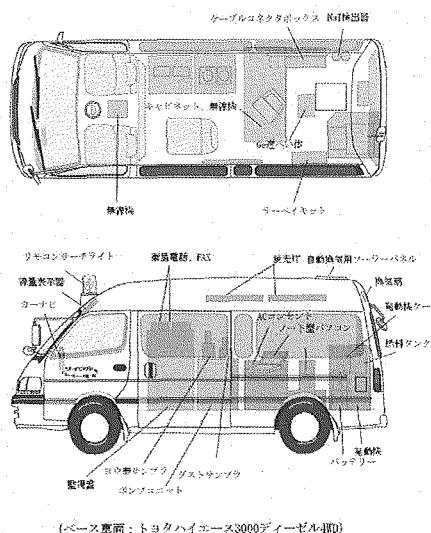
従業員の放射線障害の防止と公共の安全の確保を図るため、放射線障害防止法に基づき、放射性同位元素または放射線発生装置を使用しようとする事業者等は、放射線障害予防規定を定めることが義務づけられている。放射線障害予防規定は、国への届出が必要である。

## MOX 燃料 もつくすねんりょう

混合酸化物燃料(Mixed-Oxide)の略である。原子炉で生成する核分裂性物質であるプルトニウムを有効に使うため、高速増殖炉やプルサーマル用の燃料として、酸化プルトニウムと酸化ウランを混合し高温で焼結させたものである。

## 手二タリング車 もにたりんぐしゃ

空間放射線量率の連続測定記録装置、大気中の放射性ダストや放射性ヨウ素を連続採取し測定する装置などを搭載した特殊車両をいう。原子力事故時にその機動力を生かして、任意の場所で環境中の放射線量率や空気中の放射能をモニタリングすることができる。



## モニタリングステーション、モニタリングポスト もにたりんぐすてーしょん、もにたりんぐぱすと

空間放射線量率を測定するための連続モニタを備えた野外観測設備をモニタリングポストという。それに加え、空気中の放射性ダスト、放射性ヨウ素を採取するためのダストサンプラー、気象観測設備を備えた野外観測設備をモニタリングステーションという。



## ヨウ素 ようそ

原子番号 53 番。ハロゲン元素の一つである。海藻や海産動物中に主に有機化合物として存在する。ヨウ素の放射性同位体の  $^{129}\text{I}$  や  $^{131}\text{I}$  は核分裂生成物であり、原子炉や再処理施設からの排気や排水中に放出される可能性がある。 $^{129}\text{I}$  は半減期 1600 万年の長半減期核種であり、再処理施設の環境影響評価上重要である。また、ヨウ素は体内に摂取されると甲状腺に選択的に蓄積されることから、 $^{131}\text{I}$ ,  $^{134}\text{I}$  等の短半減期の放射性ヨウ素が原子力防災において注目されている。

なお、 $^{129}\text{I}$  は低エネルギーの  $\beta$  線と  $\gamma$  線しか放出しないことから、環境レベルの測定には、中性子放射化分析法や質量分析法が用いられる。

## 臨界 りんかい

ウランやプルトニウムなどの重い原子核が中性子と反応して 2 個又はそれ以上の核分裂生成物に分裂し、それと同時に 2 ~ 3 個の中性子を発生し、かつ大きなエネルギーを放出することを核分裂といい、この時、中性子の発生量と失われる量が等しく、中性子の時間変化がない状態（定常的に核分裂が持続）を臨界状態という。

This is a blank page.

# 国際単位系 (SI)

表 1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位
名称	記号
長 質 時 間 電 流 热力学温度 物 質 光 度	メートル キログラム 秒 アンペア ケルビン モル カンデラ
長さ 質量 時間 電流 熱力学温度 物質量 光度	m kg s A K mol cd

表 2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位
名称	記号
面積	平方メートル
体積	立方メートル
速度	メートル毎秒
加速度	メートル毎秒毎秒
密度 (質量密度)	キログラム毎立方メートル
質量体積 (比体積)	立法メートル毎キログラム
電流密度	アンペア毎平方メートル
磁界の強さ	アンペア毎メートル
(物質量の)濃度	モル毎立方メートル
輝度	カンデラ毎平方メートル
屈折率 (数の)	cd/m <sup>2</sup>
	1

表 5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 <sup>-24</sup>	ヨタ	Y	10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>-21</sup>	ゼタ	Z	10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>-18</sup>	エク	E	10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>-15</sup>	ペタ	P	10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>-12</sup>	テラ	T	10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>-9</sup>	ギガ	G	10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>-6</sup>	メガ	M	10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>-3</sup>	キロ	k	10 <sup>-18</sup>	アト	a
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h	10 <sup>-21</sup>	ゼット	z
10 <sup>1</sup>	デカ	da	10 <sup>-24</sup>	ヨクト	y

表 3. 固有の名称とその独自の記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	他のSI単位による表し方
平面角	ラジアン <sup>(a)</sup>	rad	$m \cdot m^{-1} = 1^{(b)}$
立体角	ステラジアン <sup>(a)</sup>	sr <sup>(c)</sup>	$m^2 \cdot m^{-2} = 1^{(b)}$
周波数	ヘルツ	Hz	$s^{-1}$
电力	ニュートン	N	$m \cdot kg \cdot s^{-2}$
圧力, 応力	パスカル	Pa	$N/m^2$
エネルギー, 仕事, 熱量	ジユール	J	$N \cdot m$
工率, 放射束	ワット	W	$J/s$
電荷, 電気量	クーロン	C	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-3}$
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	$W/A$
静電容量	ファラード	F	$C/V$
電気抵抗	オーム	Ω	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot A^{-2}$
コンダクタンス	シemens	S	$A/V$
磁束密度	テスラ	T	$N \cdot m^2 / Wb$
インダクタンス	ヘンリイ	H	$V \cdot s$
セルシウス温度	セルシウス度 <sup>(d)</sup>	°C	$Wb/m^2$
光度	ルーメン	lm	$cd \cdot sr^{(c)}$
(放射性核種)放射能	ベクレル	Bq	$lm/m^2$
吸収線量, 質量エネルギー一分与, カーマ	グレイ	Gy	$lm \cdot s^{-1}$
線量当量, 周辺線量当量	シーベルト	Sv	$J/kg$
方向性線量当量, 個人線量当量, 組織線量当量			$m^2 \cdot s^{-2}$

表 6. 國際単位系と併用されるが國際単位系に属さない単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
リットル	L	1L=1 dm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup>
トン	t	1t=10 <sup>3</sup> kg
ネーバ	Np	1Np=1
ベル	B	1B=(1/2)ln10(Np)

表 7. 國際単位系と併用されこれに属さない単位でSI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	1eV=1.60217733(49)×10 <sup>-19</sup> J
統一原子質量単位	u	1u=1.6605402(10)×10 <sup>-27</sup> kg
天文単位	ua	1ua=1.49597870691(30)×10 <sup>11</sup> m

表 8. 國際単位系に属さないが國際単位系と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里	里	1海里=1852m
ノット	ト	1ノット=1海里毎時=(1852/3600)m/s
アーチル	a	1a=1 dam <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>
ヘクタール	ha	1ha=1 hm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>
バルス	bar	1bar=0.1MPa=100kPa=1000hPa=10 <sup>5</sup> Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=10 <sup>-10</sup> m
バーン	b	1b=100fm <sup>2</sup> =10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup>

表 9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エルグ	erg	1 erg=10 <sup>-7</sup> J
ダイオン	dyn	1 dyn=10 <sup>-5</sup> N
ボアズ	P	1 P=1 dyn・s/cm <sup>2</sup> =0.1Pa・s
ストークス	St	1 St=1cm <sup>2</sup> /s=10 <sup>-4</sup> m <sup>2</sup> /s
ガウス	G	1 G=10 <sup>-8</sup> T
エルステッド	Oe	1 Oe=(1000/4π)A/m
マクスウェル	Mx	1 Mx=10 <sup>-8</sup> Wb
スチルブ	sb	1 sb=1cd/cm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> cd/m <sup>2</sup>
ホルト	ph	1 ph=10 <sup>4</sup> lx
ガル	Gal	1 Gal=1cm/s <sup>2</sup> =10 <sup>-2</sup> m/s <sup>2</sup>

表 10. 國際単位に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリ	Ci	1 Ci=3.7×10 <sup>10</sup> Bq
伦トゲン	R	1 R=2.58×10 <sup>-4</sup> C/kg
ラド	rad	1 rad=1Gy=10 <sup>-2</sup> Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv
X線単位	rem	1X unit=1.002×10 <sup>-4</sup> nm
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 <sup>-9</sup> T
ジャンスキ	Jy	1 Jy=10 <sup>-26</sup> W・m <sup>2</sup> ・Hz <sup>-1</sup>
フエルミ	fm	1 fermi=1 fm=10 <sup>-15</sup> m
メートル系カラット	Torr	1 metric carat=200 mg=2×10 <sup>-4</sup> kg
標準大気圧	atm	1 Torr=(101 325/760) Pa
力口リーン	cal	1 atm=101 325 Pa
ミクロン	μ	1 μ=1μm=10 <sup>-6</sup> m